



Kernkraft
werk
Bugey

Reaktor Nr. 3

Départementale Straße 20
01 150 Saint-Vulbas



Öffentliche Anhörung zum Bericht über die ^{vierte} regelmäßige
Überprüfung nach mehr als ³⁵ Betriebsjahren des Kernreaktors
Nr. 3 der Kernkraftwerksanlage Nr. 78 im Kernkraftwerk Bugey in
der Gemeinde Saint-Vulbas im Département Ain.

DOKUMENT **2**

Bericht über die regelmäßige Überprüfung von Bugey 3

EINLEITUNG	2
TEIL I – RISIKEN.....	12
KAPITEL 1: KONFORMITÄT	14
ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT.....	16
ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG	20
ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ZUSÄTZLICHE UNTERSUCHUNGEN (PIC)	37
ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEZOGENEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON UMWELTBEZOGENEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSEINSCHLUSS	42
ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME	46
KAPITEL 2: NEUB EWERTUNG	61
ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERN-SCHMELZE	63
ABSCHNITT 2: ANGRIFFE	96
ABSCHNITT 3: BRENNBARER POOL	177
ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNschmelze	191
ABSCHNITT 5: BEHERRSCHUNG KONVENTIONELLER RISIKEN	211
ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN.....	217
ABSCHNITT 7: BEITRAG DER KERNGRUPPE ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG	230
TEIL II – NACHTEILE	260
KAPITEL 1: KONFORMITÄT	262
KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG	321
TEIL III – FORTSETZUNG DES BETRIEBS NACH 40 JAHREN	344
ABSCHNITT 1: BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG	345
ABSCHNITT 2: BEWÄLTIGUNG DER QUALIFIKATION DER MQCA	364
SCHLUSSFOLGERUNG	378
ANHANG	381
GLOSSAR.....	392

EINLEITUNG

Die vierte Zehnjahresinspektion von Block 3 des Kernkraftwerks Bugey begann am 11. November 2023 (Trennung des Blocks vom Stromnetz).

Zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Dokuments ist die vierte zehnjährige Überprüfung des Blocks 3 des Kernkraftwerks Bugey noch nicht abgeschlossen.

Im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung der Blöcke der Stufe CP0 Bugey (Teil der Stufe 900 MWe) stellt das vorliegende Dokument den Abschlussbericht zur Überprüfung des Blocks 3 des Kernkraftwerks Bugey dar. Er enthält die Schlussfolgerungen der Überprüfung in Bezug auf die damit verbundenen Ziele sowie eine Zusammenfassung der angewandten Methoden und der wichtigsten Ergebnisse für jedes behandelte Thema. Die behandelten Themen werden zunächst allgemein für alle Reaktoren der Stufe CP0 Bugey vorgestellt und anschließend für den Block 3 des Kernkraftwerks Bugey aufgeschlüsselt, um die Besonderheiten dieses Blocks in Bezug auf das untersuchte Thema hervorzuheben und eine Bilanz der Integration der für dieses Thema geplanten Änderungen zu ziehen.

Somit ist jedes Thema der Überprüfung im Bericht über die Ergebnisse der Überprüfung wie folgt gegliedert:

- **Allgemeiner Teil Stufe**
- **Reaktoreinheitenspezifischer Teil**
 - **Besonderheiten des Abschnitts:** In diesem Teil werden die lokalen Besonderheiten der Studien vorgestellt, insbesondere wenn der Abschnitt im Vergleich zum Zustand „Palier“ Besonderheiten aufweist.
 - **Bilanz des Zustands des Abschnitts:** Bilanz der Durchführung der Kontrollen oder der Integration der geplanten Änderungen.

Dieses Dokument deckt alle in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuches definierten geschützten Interessen ab.

0 HINTERGRUND

Artikel L.591-1 des Umweltgesetzbuches 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 INB 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 Umweltgesetzbuches befassen sich mit regelmäßigen Überprüfungen:

Artikel L.593-18: „Der Betreiber einer kerntechnischen Anlage führt regelmäßig eine Überprüfung seiner Anlage unter Berücksichtigung der besten internationalen Praktiken durch.

Diese Überprüfung soll es ermöglichen, die Situation 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 mit sich bringt, unter Berücksichtigung insbesondere des Zustands der Anlage, der im Laufe des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Entwicklung des Wissensstands, einschließlich der Erkenntnisse über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden externen Einflüsse.

Diese Überprüfungen finden alle zehn Jahre statt. Die Genehmigungsverordnung kann jedoch eine andere Häufigkeit 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 weniger als einmal alle zehn Jahre betragen.

Gegebenenfalls kann der Betreiber in Form eines separaten Berichts die Elemente vorlegen, deren Offenlegung seiner Meinung nach eines der in [Artikel L. 124-4](#) genannten Interessen beeinträchtigen würde. Vorbehaltlich dieser Einschränkung ist der Bericht über die regelmäßige Überprüfung gemäß den [Artikeln L. 125-10 und L. 125-11](#) jeder Person zugänglich.

Artikel L593-19: „Der Betreiber übermittelt der Behörde für nukleare Sicherheit und dem für nukleare Sicherheit zuständigen Minister einen Bericht mit den Ergebnissen der in [Artikel L. 593-18](#) vorgesehenen Überprüfung und gegebenenfalls den Maßnahmen, die er zur Behebung der festgestellten Mängel oder zur Verbesserung des Schutzes der in Artikel [L. 593-1](#) genannten Interessen zu ergreifen gedenkt.

Bei Überprüfungen nach dem 35. Betriebsjahr eines Kernreaktors wird der in Absatz 1 dieses Artikels genannte Bericht Gegenstand einer öffentlichen Anhörung.

Die Behörde für nukleare Sicherheit analysiert den im ersten Absatz genannten Bericht. Nach Abschluss dieser Analyse kann sie dem Betreiber neue Vorschriften gemäß Artikel L. 593-10 auferlegen. Bei den im zweiten Absatz dieses Artikels genannten Überprüfungen berücksichtigt die Behörde für nukleare Sicherheit die Ergebnisse der öffentlichen Anhörung bei ihrer Analyse des Berichts des Betreibers und bei den von ihr erlassenen Vorschriften. Für dieselben 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 er über die Umsetzung der in Artikel L. 593-10 genannten Vorschriften berichtet, die anlässlich der Überprüfung erlassen wurden. Auf der Grundlage dieses Berichts kann die Behörde für nukleare Sicherheit diese Vorschriften ergänzen.

Die Behörde für nukleare Sicherheit teilt dem für nukleare Sicherheit zuständigen Minister ihre Analyse des Berichts und ihre Vorschriften mit. Mit Ausnahme von Informationen, die die in Artikel L. 124-4 genannten Interessen beeinträchtigen könnten, werden diese Analyse und diese Vorschriften veröffentlicht.

Die vom Betreiber geplanten Maßnahmen unterliegen je nach ihrer Bedeutung einer Genehmigungspflicht bei wesentlichen Änderungen gemäß den in Artikel L. 593-14 Absatz II vorgesehenen Bedingungen oder einer Melde- oder Genehmigungspflicht bei erheblichen Änderungen gemäß den in Artikel L. 593-15 vorgesehenen Bedingungen.

1 GRUNDSÄTZE DER REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG

Gemäß Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuches 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 Bewertung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L.593-1 genannten Interessen mit sich bringt, zu aktualisieren, unter Berücksichtigung insbesondere des Zustands der Anlage, der im Betrieb gewonnenen Erfahrungen, der Entwicklung des Wissensstands, einschließlich der Erkenntnisse über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden externen Einflüsse.“

Das Verfahren der regelmäßigen Überprüfung basiert somit auf der Berücksichtigung:

- der aus nationalen und internationalen Erfahrungen gewonnenen Erkenntnisse,
- die Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsstudien (F&E) und die Fortschritte, die durch verbesserte Kenntnisse und Technologien ermöglicht wurden,
- Anpassungen und Weiterentwicklungen, die darauf abzielen, ehrgeizigere Ziele zu erreichen, um die Kontrolle über Risiken und Nachteile zu verbessern.

Risiken entstehen durch zufällige oder unbeabsichtigte Störungen im Betrieb der Anlagen und können zu radiologischen Folgen (Freisetzung radioaktiver Stoffe) oder nicht-radiologischen Folgen (thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen, Überdruckauswirkungen usw.) führen. Nachteile entstehen durch den normalen oder gestörten Betrieb der Anlagen (Wasserentnahme und -ableitung, Lärm, Vibrationen usw.).

Dieser Ansatz wird entsprechend den Herausforderungen der nuklearen Sicherheit und des Umweltschutzes sowie unter wirtschaftlich akzeptablen Bedingungen umgesetzt.

Die regelmäßige Überprüfung befasst sich daher sowohl mit den Risiken als auch mit den Nachteilen, wobei jeder dieser beiden Bereiche in zwei Teile unterteilt ist:

- Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den geltenden Vorschriften zu Beginn der Überprüfung 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 möglich zu verbessern.

Die vierte regelmäßige Überprüfung umfasst einen dritten Teil zum Thema „*Weiterbetrieb nach 40 Jahren*“, der sich mit der Kontrolle der Materialalterung und der Aufrechterhaltung der Materialqualifikation unter Unfallbedingungen befasst.

Die Überprüfung umfasst eine „generische“ Phase, die für alle Blöcke der Stufe (CP0 Bugey) gleich ist. Diese Phase nutzt die Standardisierung der Reaktoren derselben Stufe. Die im Rahmen der „generischen“ Phase durchgeführten Studien gelten daher für alle Reaktoren der Stufe.

Im Hinblick auf die Risiken und den Weiterbetrieb nach 40 Jahren begann der Prozess der regelmäßigen Überprüfung mit einer Orientierungsphase, deren Ziel es war, die verschiedenen zu berücksichtigenden Themen festzulegen. Für die 4-Periodische Überprüfung der 900-MWe-Klasse (4 RP 900) hat EDF der französischen Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) am 13. Februar 2014 ein Dossier mit Leitlinien für die Überprüfung (DOR) vorgelegt, in dem ihr Arbeitsprogramm beschrieben wird. Auf dieser Grundlage hat die von der ASN beauftragte Ständige Expertengruppe für Reaktoren den Inhalt des von EDF vorgeschlagenen Programms hinsichtlich der Risiken in ihren Sitzungen vom 1.^{er} und 2. April 2015, die den „Leitlinien für die Sicherheitsüberprüfung im Zusammenhang mit den vierten Zehnjahresinspektionen der Reaktoren der 900-MWe-Klasse“ (im Folgenden „GPO“) gewidmet waren. Die Leitlinien für die Überprüfung wurden auch von der Ständigen Expertengruppe für nukleare Druckbehälter (GP ESPN) geprüft, die von der ASN beauftragt wurde und am 10. Juni 2015 tagte. Im Rahmen dieser Ständigen Gruppen hat sich EDF verpflichtet, sein Arbeitsprogramm durch entsprechende Maßnahmen zu ergänzen. Auf der Grundlage dieser Maßnahmen und der in den Ständigen Gruppen geführten Gespräche hat die ASN nach einer öffentlichen Konsultation am 20. April 2016 zusätzliche Anforderungen formuliert.

Anschließend wurden mehrere Themenbereiche untersucht, von denen einige zur Einrichtung ständiger Arbeitsgruppen zu bestimmten Themen führten: Bewältigung von Alterung und Veralterung, mechanische Festigkeit von Behältern, behördliche Referenzunterlagen für nukleare Druckgeräte, Alterung und Betriebsfestigkeit von gegossenen Rohrbögen des Hauptprimärkreislaufs, probabilistische Sicherheitsstudien, Untersuchungen zu Unfällen ohne Kernschmelze, Untersuchungen zu Unfällen mit Kernschmelze und Aggressionen.

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 Konsultation erließ die Behörde für nukleare Sicherheit im Februar 2021 die Vorschriften für Reaktoren der 900-MWe-Klasse unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase ihrer vierten Überprüfung (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706), um den weiteren Betrieb dieser Reaktoren zu regeln. Dieser Beschluss wurde inzwischen durch den Beschluss Nr. 2023-DC-0774 vom 19. Dezember 2023 geändert.

Der Abschlussbericht der Überprüfung enthält daher im Abschnitt „Risiken“ die Schlussfolgerungen der vierten regelmäßigen Überprüfung, insbesondere die Behandlung der Maßnahmen, die EDF nach den Sitzungen der Ständigen Gruppen zur Festlegung des Rahmens der Überprüfung beschlossen hat, die wichtigsten Erkenntnisse aus allen im Rahmen der generischen Phase dieser Überprüfung durchgeführten Untersuchungen und die generischen Vorschriften.

Insbesondere verlangt die Vorschrift [GEN], dass *„der Betreiber vor der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung überprüft, ob der Wissensstand, auf dem die generische Phase der regelmäßigen Überprüfung basiert, angesichts der Entwicklungen im Wissensstand und der gewonnenen Erfahrungen weiterhin relevant ist. Ist dies nicht der Fall, 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), Bugey 2 für die Stufe CP0 Bugey, bildet die Referenz am Ende der generischen Phase der 4RP 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 der folgenden Reaktoren die generischen Teile so weit wie nötig aktualisiert, um die neuesten Erkenntnisse und die gewonnenen Erfahrungen zu berücksichtigen. Diese aktualisierten generischen Teile werden in den spezifischen Teilen aufgeführt. Diese Aktualisierung des Inhalts der RCR für die Nachfolge-TTS-Blöcke entspricht der Vorschrift [GEN].

Der vorliegende Bericht befasst sich auch mit den Nachteilen, wie sie in Artikel 4.1 Absatz I des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Anlagen definiert sind: *„Zu den Nachteilen [...] zählen einerseits die Auswirkungen der Anlage auf die Gesundheit und die Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und -ableitungen und andererseits die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Vibrationen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen.“* Er umfasst den Normalbetrieb und den Notbetrieb der Anlagen, wie sie in Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernanlagen im Einklang mit dem Umfang der Umweltverträglichkeitsprüfung definiert sind. Die Abfallentsorgung wird von EDF ebenfalls als Nachteil angesehen, da sie mit dem normalen Betrieb der Anlagen zusammenhängt.

In Anwendung der Artikel 1.3.1, 3.3.6 und 4.4.5 des Beschlusses Nr. 2013-DC-0360 der französischen Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) vom 16. Juli 2013 betreffend die Kontrolle der Belästigungen und der Auswirkungen auf die Gesundheit und die Umwelt durch Kernanlagen, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch die Entscheidung 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 Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der Auswirkungen und Belästigungen durch die Kernanlage im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken,

- eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in Bezug auf die Anlage und ihre Umgebung, die der Tätigkeit und den Herausforderungen angemessen ist,
- eine Messung der Lärmemissionswerte der Anlage.

Für das Kernkraftwerk Bugey (CNPE) ist Block 2 (INB Nr. 78) die Referenzanlage.

2 VON EDF FÜR DIE VIERTE REGELMÄSSIGE ÜBERPRÜFUNG DER 900-MWE-STUFE FESTGELEGTE ZIELE

Im Rahmen der Verbesserung des Schutzes der Interessen, die der Kernkraftwerkspark seit seiner Inbetriebnahme genießt, hat EDF als allgemeine Ausrichtung für die nukleare Sicherheit der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe (4RP 900) die für Reaktoren der 3. Generation festgelegten Ziele für die nukleare Sicherheit anzustreben, deren Referenzreaktor für EDF der EPR von Flamanville 3 ist.

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 Risikoteils des 4 RP 900:

a. Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den für sie geltenden Vorschriften

Die ursprüngliche Konzeption der Reaktoren erfolgte auf der Grundlage eines vorsichtigen Ansatzes mit erheblichen Sicherheitsmargen. Während des gesamten Betriebs ihrer Reaktoren hat sich EDF als Gesamtplaner organisiert, um die Sicherheitsgrundlagen der ursprünglichen Konzeption zu bewahren und Entscheidungen über Weiterentwicklungen der Anlagen und ihres Betriebs zu treffen, nachdem die Auswirkungen dieser Änderungen auf die Sicherheit erfasst und behandelt worden waren.

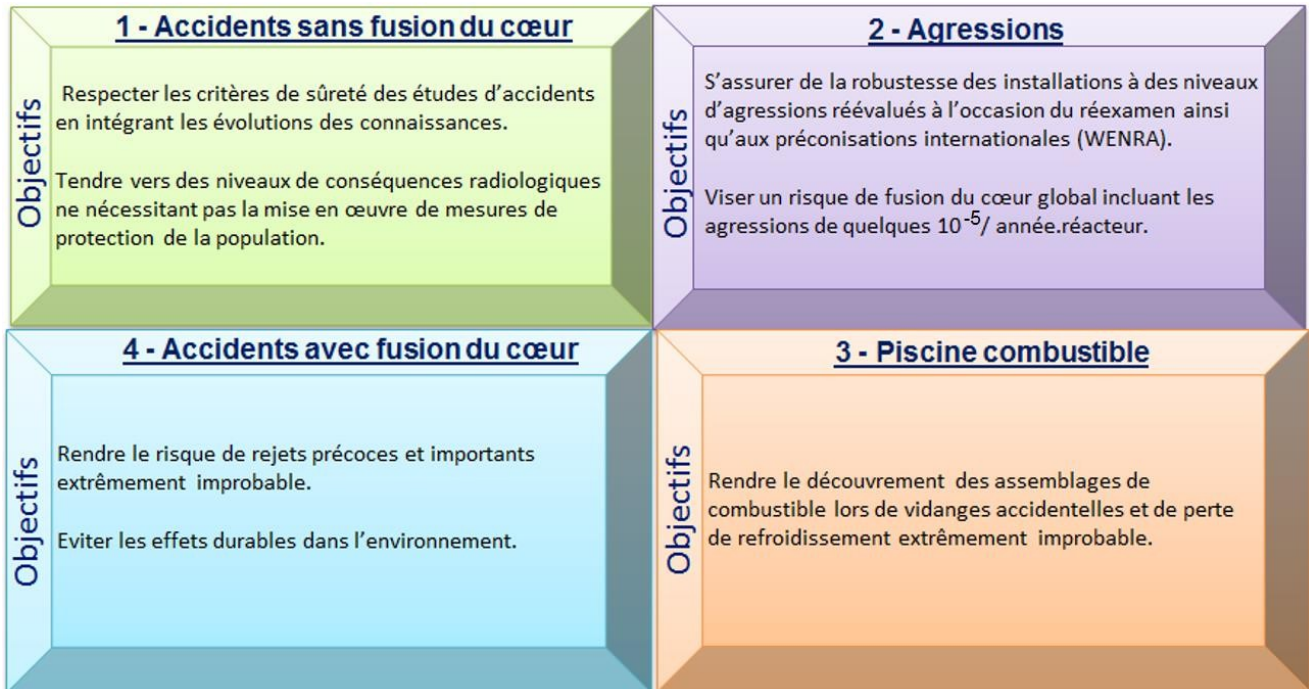
Über den kontinuierlichen Prozess der Bearbeitung von Abweichungen, die während des Betriebs der Anlage festgestellt werden, hinaus setzt EDF bei regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Mittel zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein, um die Konformität der Blöcke mit den geltenden Anforderungen sicherzustellen.

Das im Rahmen des 4-RP 900 umgesetzte Verfahren zur Überprüfung der Konformität der Anlagen basiert auf:

- ❖ Die Beseitigung der sicherheitsrelevanten Abweichungen als Reaktion auf die Anordnung [CONF-A] der ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase des 4. RP 900,
- ❖ die Prüfung der Konformität der Blöcke mit den Anforderungen des 3. RP 900, das die bestehenden Betriebs- und Wartungsvorschriften (regelmäßige Tests, Wartungsprogramme) durch die Durchführung von Kontrollen *vor Ort* und/oder anhand von Unterlagen
- ❖ das PIC (Programm für ergänzende Untersuchungen), dessen Ziel es ist, die Annahmen über das Nichtvorhandensein von Verschleißerscheinungen in Bereichen, die nicht vom Wartungsprogramm abgedeckt sind, zu bestätigen.
- ❖ die Behandlung von sicherheitsrelevanten Ereignissen der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala und von umweltrelevanten Ereignissen im Zusammenhang mit der Flüssigkeitsrückhaltung,
- ❖ ein Programm zur Überprüfung der Konformität von Systemen, die zum Schutz der Interessen vor Risiken beitragen (Systeme, die wichtige Elemente für den Schutz der Interessen vor Sicherheitsrisiken umfassen (radiologische Zwischenfälle und Unfälle) (EIPS)

b. Die Ziele der Sicherheitsüberprüfung Diese Ziele

lassen sich wie folgt zusammenfassen:



Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daïchi am 11. März 2011 tragen die von EDF als Reaktion auf die nach diesem Unfall von der ASN erlassenen Vorschriften umgesetzten sogenannten „*Hard Core*“-Maßnahmen zur Erreichung der Ziele des 4-RP 900 bei (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Ergänzend dazu umfasst die Überprüfung zur Abdeckung der nicht strahlungsbezogenen Risiken im Zusammenhang mit einem Unfall auch die Bewertung der Folgen dieser Risiken und die Begründung ihrer Akzeptanz.

2.1.2 Ziele des Abschnitts „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 basiert auf der Organisation des Kernkraftwerks zur Beherrschung der Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt, und zur Sicherstellung ihrer Konformität mit den geltenden Vorschriften sowie auf der Bilanz der gewonnenen Erfahrungen.

Der zweite Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile zielt darauf ab, „*die Bewertung der [...] Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen mit sich bringt, zu aktualisieren*“ und stützt sich auf folgende Elemente:

- Analyse der Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der durch das Kernkraftwerk verursachten Auswirkungen und Belästigungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken;
- die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts und auf dem Kernkraftwerk (Zustand der Böden);
- die Elemente, die eine Überprüfung der Grenzwerte für die Einleitung der in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe ermöglichen;
- die Bilanz der durchgeführten Studien, der Stand der noch durchzuführenden Studien und der vorläufige Zeitplan für die Wiederaufbereitung der Abfälle;

- die Elemente, die eine Überprüfung der Vorschriften im Zusammenhang mit der ständigen Kontrolle der Radioaktivität oder der Verdopplung der Messketten ermöglichen;
- die Messung der Lärmemissionswerte 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 Materialalterung im Rahmen des Weiterbetriebs der Anlagen nach 40 Jahren vor. Der Ansatz basiert auf:

- die Kontrolle der Alterung, einschließlich der Festlegung und Umsetzung eines allgemeinen Vorgehens, der Bilanzierung der wichtigsten Erkenntnisse, des Programms zum Erwerb von Wissen sowie der zu erstellenden Unterlagen und der daraus zu ziehenden Konsequenzen in Bezug auf die Alterung und den Umgang mit Veralterung;
- die Aufrechterhaltung der Qualifikation der Materialien unter Unfallbedingungen, einschließlich der Frage der Verlängerung der Qualifikationsdauer nach 40 Jahren.

2.1.4 Querschnittsanalyse:

Angesichts des Umfangs der im Rahmen des 4-RP 900 eingeführten Änderungen wird eine Querschnittsanalyse der Wechselwirkungen der Änderungen durchgeführt, die folgende Bereiche betrifft:

- Personal: Es wird eine Analyse durchgeführt, um die sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen des Programms 4^{ème} RP 900 auf die Standorte zu erfassen (SOH-Analyse).
- die Anlage: Es wird eine Analyse zur Vollständigkeit der Tests zur Neuzulassung der Anlage nach Integration der Änderungen durchgeführt.

2.2 VOM BETREIBER GETROFFENE MASSNAHMEN ZUR ERFÜLLUNG DER ZIELE DER ÜBERPRÜFUNG

Das Umweltgesetzbuch sieht vor, dass bei einer regelmäßigen Überprüfung nach dem 35. Betriebsjahres eines Reaktors durchgeführt wird, die vom Betreiber in seinem Bericht über die Ergebnisse der Überprüfung (RCR) vorgesehenen Maßnahmen zur Behebung etwaiger festgestellter Mängel oder zur Verbesserung des Schutzes der Interessen nach Durchführung einer öffentlichen Anhörung dem Genehmigungsverfahren der ASN unterliegen.

Diese Bestimmungen entsprechen den gesamten Antworten von EDF auf die Ziele der Überprüfung. Eine Bestimmung umfasst die Studien und Änderungen, die zur Erreichung eines Ziels beitragen. Sie umfasst eine Reihe kohärenter grundlegender Änderungen, die im Rahmen der Überprüfung vor und nach Einreichung des RCR vorgenommen wurden und sowohl materieller, intellektueller als auch organisatorischer Natur sein können.

Diese Bestimmungen 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 basieren auf einer Zusammenfassung aller Studien aus dem 3-RP 900 und den seit dem 3-RP 900 vorgenommenen Änderungen.

Gemäß der Entscheidung ASN 2021-DC-0706 vom 23.02.2021 über die „Position der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung“, geändert durch die Entscheidung 2023-DC-0774 vom 19.12.2023, wird EDF alle Bestimmungen im Zusammenhang mit der 4-RP 900 spätestens acht Jahre nach Erlass der RCR für die Serienreaktoren und spätestens fünf oder sechs Jahre nach Erlass der RCR für die anderen Reaktoren (6 Jahre für den Reaktor Bugey 3, d. h. im April 2030) auf die 900-MWe-Reaktoren anwenden.

Das Industrieprogramm von EDF gliedert sich angesichts des Umfangs der Arbeiten und der Auswirkungen auf die Menschen und Organisationen an den Kernkraftwerksstandorten in drei Phasen der Durchführung von Arbeiten an seinen Anlagen:

- Phase A entspricht den Änderungen, die vor (Tranche En Marche) oder während der Stillstände vom Typ „Visite Décennale“ (zehnjährliche Inspektion) umgesetzt werden, deren Dauer die Umsetzung der materiellen Änderungen mit umfangreichen Arbeiten sowie die damit verbundenen Änderungen der RGE ermöglicht.
- In Phase B wird die Umsetzung der materiellen und intellektuellen Änderungen abgeschlossen. Die Umsetzung dieser Änderungen ist spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen (für Bugey 3 am 30. April 2029).
- Die Phase „Ergänzungen“ ermöglicht die Umsetzung bestimmter Änderungen, die sich aus den Ergebnissen der vierten regelmäßigen Überprüfung durch die Behörde für nukleare Sicherheit ergeben haben und die aufgrund ihrer Art (z. B. die Notwendigkeit, neues Material unter sehr rauen Umgebungsbedingungen zu qualifizieren) eine Vorbereitungszeit von etwa fünf Jahren erfordern. Die Umsetzung dieser Änderungen ist spätestens acht Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung für die Serienreaktoren vorgesehen. Für die anderen Reaktoren ist die Umsetzung dieser Änderungen spätestens fünf oder sechs Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen (6 Jahre für den Reaktor Bugey 3, d. h. im April 2030).

Im weiteren Verlauf des Dokuments enthalten die Abschnitte „Bilanz zum Stand des Blocks“ Informationen zur Umsetzung der im RCR genannten Änderungen. Wenn die Änderung noch nicht im Block umgesetzt wurde, wird der voraussichtliche Umsetzungstermin in Form einer Phase („Phase B“) oder in bestimmten Fällen als konkretes Datum angegeben. Dieser Zeitplan für die Umsetzung entspricht dem Stand zum Zeitpunkt der Veröffentlichung dieses Berichts, kann sich jedoch ändern, wenn sich die vorläufigen Zeitpläne für die Abschaltungen zur Brennelementwechsel ändern, um die Sicherheit des französischen Stromnetzes zu gewährleisten, oder wenn unvorhergesehene Ereignisse eintreten (unter Einhaltung der Frist RCR + 5 Jahre / RCR + 6 Jahre / RCR + 8 Jahre je nach Reaktor). Er basiert insbesondere auf der Fähigkeit von EDF, diese Änderungen unter Gewährleistung der besten Sicherheitsbedingungen für die Beteiligten während der Arbeiten sicher umzusetzen, und berücksichtigt die Fähigkeit der Lieferanten, alle Arbeiten kumulativ an allen INB der 900-MWe-Stufe durchzuführen die ihre⁴: 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 nach dem Erdbeben automatisch abgeschaltet.

Das Erdbeben führte zum vollständigen Ausfall des Stromnetzes, woraufhin die Stromgeneratoren und Notstromsysteme ansprangen. Etwa vierzig Minuten später wurde der Standort von einem durch das Erdbeben ausgelösten Tsunami getroffen. Die erste Welle (4 bis 5 Meter) wurde vom Deich aufgehalten, der einen Schutz von maximal 5,5 Metern Höhe bietet. Dann schwappte eine zweite, viel größere Welle (14 bis 15 Meter) über den Deich und überschwemmte den Standort, was zum vollständigen Ausfall der Stromversorgung vor Ort sowie zum Verlust der Steuerung und der Kältequelle führte. Der Standort befand sich nun in einer Situation des vollständigen Ausfalls der Kältequelle (H1) und der Stromquellen (H3) vor Ort.

Da die Reaktorkerne der Blöcke 1 bis 3 nicht mehr gekühlt wurden, schmolz der Brennstoff im Behälter und sammelte sich anschließend auf dem Fundament. Der im Becken des Reaktors Nr. 4 gelagerte Brennstoff wurde nicht freigelegt und blieb unversehrt.

Es ist anzumerken, dass die Blöcke 5 und 6, die auf einer höheren Plattform errichtet wurden, in geringerem Maße betroffen waren und keine Kernschmelze erlitten haben.

Der Unfall führte zur Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre. Die Bevölkerung in einem weitläufigen Gebiet um das Kraftwerk herum wurde in Schutzräume gebracht und evakuiert; es wurden Beschränkungen für die Verteilung und den Verbrauch von Lebensmitteln und Trinkwasser verhängt.

Die Maßnahmen vor Ort wurden durch die durch das Erdbeben und den Tsunami verursachten Schäden sowie durch die radiologischen Bedingungen nach dem Unfall erschwert.

Vorschriften der ASN nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi im März 2011 führte EDF auf Verlangen der ASN zusätzliche Sicherheitsbewertungen (ECS) seiner Kraftwerke durch, die die hohe Robustheit der Reaktoren dank einer von vornherein vorsichtigen Auslegung mit Sicherheitsmargen und einer regelmäßigen Neubewertung der nuklearen Sicherheit der Anlagen im Rahmen periodischer Überprüfungen bestätigen.

Anschließend erließ die ASN für jede Anlage zwei Sätze technischer Vorschriften (PT-ASN), im Juni 2012 und dann im Januar 2014, in denen sie EDF die Einrichtung eines „Hard Core“ an materiellen und organisatorischen Vorkehrungen, deren Ziel es ist, einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern, um massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in sogenannten „Hard Core“-Situationen, die möglicherweise auf eine externe natürliche Einwirkung zurückzuführen sind, zu begrenzen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Vorschriften der ASN (PT-ASN) vom Juni 2012

Dieser erste Satz von PT-ASN schreibt EDF die Einrichtung eines *„Kernbereichs materieller und organisatorischer Vorkehrungen [...]“* vor. *Für diesen Kernbereich richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden SSC diversifizierte SSC [Strukturen, Systeme und Komponenten] ein, um die Risiken einer gemeinsamen Betriebsart zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls die Verwendung nicht diversifizierter oder bestehender SSC.*

Vorschriften der ASN (PT-ASN) vom Januar 2014

Dieser zweite Satz von Vorschriften legt fest, dass *„zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen in Hard-Core-Situationen der Hard Core die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Bypass-Situationen der dritten Barriere ermöglicht. Der Hard Core zielt darauf ab, die Integrität dieser Barriere ohne Öffnung der Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters zu erhalten“*, *„die Hard-Core-Maßnahmen berücksichtigen Fälle einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters“*. Die Umsetzung der Hard-Core-Maßnahmen gewährleistet, dass kein „Klippeneffekt“ auftritt, bei dem die Belastungswerte weit über die für EDF-Anlagen geltenden Sicherheitsstandards hinausgehen, was dem Ziel entspricht, den Betrieb der Blöcke fortzusetzen, um das Sicherheitsziel der Reaktoren der 3. Generation (Typ EPR von Flamanville 3) im Bereich von Unfällen mit Kernschmelze ^{anzustreben}.

Industrieprogramm

Als Reaktion auf die PT-ASN von 2012 und 2014 hat EDF ein Industrieprogramm mit zwei Teilen entwickelt:

- Teil 1: Die Maßnahmen, mit denen EDF auf die Erkenntnisse nach Fukushima reagiert, 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 *„reaktive“* Kurzzeitphase, die 2015 abgeschlossen wurde;
 - Eine zweite mittelfristige Phase mit *„dauerhaften Maßnahmen“* bis zum Zeithorizont *„10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima“*.

- Teil 2: Einsatz eines Kerns, der den ASN-Vorschriften von 2014 entspricht und dazu beiträgt, die Ziele von EDF zu erreichen, die sich an den Zielen der Reaktoren der 3-Generation (Typ EPR von Flamanville 3) orientieren, im Rahmen der Fortsetzung des Betriebs im Zusammenhang mit der 4.^{ème} Réexamen Périodique (RP) des 900-MWe-Stromkreises.

Für die 900-MWe-Reaktoren werden die Bestimmungen dieses Abschnitts 2, der als „*Hard Core*“ bezeichnet wird, von EDF gleichzeitig mit der 4-RP 900 umgesetzt und in diesen Bericht aufgenommen, da sie zur Erreichung der Ziele der Überprüfung beitragen.

TEIL I – RISIKEN

ZUSAMMENFASSUNG VON TEIL I

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT
ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ZUSÄTZLICHE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSVERSCHIEBENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON UMWELTVERSCHIEBENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSEINSCHLUSS

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME ()

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

ABSCHNITT 1: UNFALL OHNE KERN-SCHMELZE

ABSCHNITT 2: AGGRESSIONEN

ABSCHNITT 3: BRENNBARER POOL

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNschmelze
ABSCHNITT 5: BEHERRSCHUNG KONVENTIONELLER RISIKEN

ABSCHNITT 6: QUERVERHÄLTNISSE

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES KERNTAMS ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

ZUSAMMENFASSUNG VON KAPITEL 1

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE
SICHERHEIT ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ZUSÄTZLICHE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSVERSCHIEBENEN EREIGNISSEN (ESS) DER
STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON UMWELTVERSCHIEBENEN
EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER
FLÜSSIGKEITSEINSCHLUSS

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

ABSCHNITT 0: AUSGLEICH VON UNTERSCHIEDEN, DIE SICH AUF DIE SICHERHEIT AUSWIRKEN

0.	BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN, DIE SICH AUF DIE SICHERHEIT AUSWIRKEN.....	18
0.1.	ZIEL	18
0.2.	ANTWORT	18
0.3.	FAZIT	19

0. AUSGLEICH VON UNTERSCHIEDEN, DIE SICH AUF DIE SICHERHEIT AUSWIRKEN

0.1. ZIEL

In Anwendung der Vorschrift [CONF-A], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900, „*Unbeschadet der Bestimmungen von Abschnitt 6 von Titel II des oben genannten Erlasses vom 7. Februar 2012 muss der Betreiber spätestens bei der zehnjährigen Inspektion vor der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung die zuvor festgestellten Abweichungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben, beseitigen. Bei besonderen 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 Antrag auf Genehmigung beigelegt sind, die Verschiebung der Behebung dieser Abweichungen über die zehnjährige Inspektion hinaus und den damit verbundenen Zeitplan. Für Abweichungen, die bei dieser zehnjährigen Inspektion festgestellt wurden und nicht während dieser Inspektion behoben werden konnten, begründet der Betreiber den Zeitplan für ihre Behebung im Rahmen der in Absatz 1 genannten Unterlagen.*

Im Referenzsystem für die Abweichungsmanagement von EDF ist eine Feststellung eine materielle Anomalie, die die Einhaltung einer definierten Anforderung einer für den Schutz der Interessen wichtigen Anlage (EIP) in Frage stellen kann. Sie ist Gegenstand der Eröffnung und Verwaltung eines „ConStat-Aktionsplans“ (PA CSTA) durch das Kernkraftwerk in seinem digitalen Informationssystem.

Alle PA CSTA werden einer Analyse unterzogen. Wenn die Analyse dieser Feststellung zu dem Schluss kommt, dass eine definierte Anforderung eines 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 kerntechnische Grundanlagen, und das Attribut „Abweichung“ wird dem PA CSTA im digitalen Informationssystem des CNPE zugewiesen.

Jedes Kernkraftwerk verwaltet alle seine CSTA-PA so, dass alle CSTA-PA, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben, vor der Abweichung nach der Abschaltung zur Durchführung der Zehnjahresinspektion behoben werden. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behebung einer Abweichung mit Auswirkungen auf die Sicherheit begründet jedes Kernkraftwerk von Fall zu Fall die Akzeptanz der Situation, indem es gegebenenfalls Ausgleichsmaßnahmen vorschlägt und sich zu einem Datum für die Behebung verpflichtet.

Diese Elemente sind in den Unterlagen zur Beantragung einer Abweichungsgenehmigung gemäß Artikel 2.4.1 des Anhangs 2014-DC-0444 zum Beschluss vom 15. Juli 2014, der der ASN zur Genehmigung vorgelegt wurde, formell festgehalten.

Die nachstehende Antwort enthält die Schlussfolgerungen der gemäß der Vorschrift [CONF-A] durchgeführten Analyse.

0.2. ANTWORT

Alle PA CSTA (die Feststellungen und Abweichungen zusammenfassen) bezüglich des Reaktors Nr. 3 sowie diejenigen bezüglich der gemeinsamen Anlagen der Blöcke Nr. 2 und 3, die als „*Block 0*“ oder Standort „*Block 8*“ bezeichnet werden, wurden während dieser Zehnjahresinspektion im Rahmen des zur Einhaltung der Vorschrift [CONF-A] einzuhalten.

Lokale Überprüfungen dienen einerseits dazu, die Einhaltung der vor der Abschaltung festgelegten PA-CSTA-Behandlungsziele zu kontrollieren, und andererseits dazu, die Bearbeitung der während der Abschaltung gemachten Feststellungen sicherzustellen:

- Eine Überprüfung wurde vor der Abschaltung durchgeführt.
- eine Überprüfung ist während des Stillstands vor dem Wiederladen des Brennstoffs in den Behälter vorgesehen,
- eine letzte Überprüfung ist vor der Erstellung des Antrags auf Genehmigung der Abweichung vorgesehen.

Nach Abschluss dieses Verfahrens werden alle vor Beginn der Abschaltung festgestellten oder während der Abschaltung erkannten Abweichungen, die sich auf die Sicherheit auswirken, vor der Abschaltung des Reaktors Nr. 3 nach dessen Abschaltung VD4 behandelt, mit Ausnahme der folgenden 6 Abweichungen:

- Die Abweichung betrifft eine Unterschätzung des Kritikalitätsrisikos durch Verdünnung im Stillstand. Die Umsetzung, einschließlich der Berücksichtigung der dokumentarischen Auswirkungen der Änderung PNPP0797 durch Hinzufügen eines Borometers am Auslass des chemischen und volumetrischen Kontrollsystems (RCV), wird es ermöglichen, diese Abweichung zu beheben. Diese Änderung, die vor dem 4RP 900 beschlossen wurde, wurde im Rahmen der Abschaltung VD4 des Reaktors Nr. 3 umgesetzt, wird jedoch erst nach Abschluss weiterer Studien, die derzeit auf der 900-MW-Stufe durchgeführt werden, in Betrieb genommen. Diese Situation ist akzeptabel, da die Schädlichkeit dieser Studienanomalie durch die Einführung von Ausgleichsmaßnahmen bis zur industriellen Inbetriebnahme der Änderung PNPP0797 behoben wurde.
- Die Abweichung hinsichtlich der Beherrschung der Reaktivität in der Phase nach dem Unfall (als „Phase C“ bezeichnet) bestimmter Übergangsphasen im Auslegungsbereich. Für diese generische Anomalie in der Studie kommt die vorläufige Analyse, die mit repräsentativen Studienannahmen zu den identifizierten Unfallübergangsphasen durchgeführt wurde, zu dem Schluss, dass der Reaktor in jedem der untersuchten Fälle in einen sicheren Zustand zurückkehrt und dort verbleibt. Die detaillierte Charakterisierung dieser Abweichung wird derzeit von der nationalen Ingenieursabteilung durchgeführt und wird spätestens im Juni 2024 abgeschlossen sein.
- Die Abweichung hinsichtlich der Nichtberücksichtigung des Dossiers „Vereinfachung des Behälterpegels“ in den Studien zum RTGV-Unfall der Kategorie 3. Diese Situation ist akzeptabel, da die Schädlichkeit dieser generischen Studienanomalie durch die Einführung von Ausgleichsmaßnahmen behoben wurde. Die Differenz wird beim ersten Stillstand nach VD4 des Blocks Nr. 3 durch eine dauerhafte Änderung der Betriebsunterlagen des Reaktors ausgeglichen.
- Die Abweichung hinsichtlich der Dominanz der Annahme bezüglich der langsamen Abnahme der Primärdurchflussrate. Die Charakterisierung dieser Abweichung zeigt, dass die Sicherheitskriterien im Zusammenhang mit der Beherrschung der Reaktivität der Übergangsphasen im Auslegungsbereich weiterhin erfüllt sind, was die Einführung von Ausgleichsmaßnahmen oder eine Beschleunigung des laufenden Behandlungsprogramms, dessen Ende für Januar 2027 vorgesehen ist, nicht rechtfertigt.
- Die Abweichung hinsichtlich der ungünstigen Annahme der Studie zum Austritt von Brennelementen, für die die durchgeführte Analyse zeigt, dass die Sicherheitskriterien unter realistischen Annahmen erfüllt sind. Die Anomalie wird durch die Wiederaufnahme der Untersuchungen zu den von der Anomalie betroffenen Unfällen behoben. Ein Änderungsantrag zum Sicherheitsbericht VD4 wird spätestens im Oktober 2025 vorgelegt.
- Die Abweichung hinsichtlich der mangelnden mechanischen Stabilität der Rohwasserfilteranlage des SEB-Systems von Block 3 im Falle eines Erdbebens. Diese Abweichung wird mit der Umsetzung der lokalen Änderung LLBU2412 behoben.
„Änderung der SEB-Filter TR2 bis 5“ spätestens im Jahr 2025 behoben werden. In der Zwischenzeit wurde der betreffende Filterkreislauf geschlossen und außer Betrieb genommen, wodurch das Risiko vorübergehend beseitigt werden konnte.

0.3. FAZIT

Zum Zeitpunkt der Vorlage dieses Dokuments ist vorgesehen, dass alle vor Beginn der Abschaltung festgestellten oder während der Abschaltung erkannten Abweichungen, die sich auf die Sicherheit auswirken, vor der Abschaltung von Reaktor Nr. 3 nach dessen VD4-Abschaltung behoben werden, mit Ausnahme der oben genannten 6 Abweichungen. Es wurden Ausgleichsmaßnahmen getroffen, um die Schädlichkeit dieser Abweichungen bis zu ihrer Behebung zu beseitigen. Die Analyse aller PA CSTA wird der ASN im Antrag auf Genehmigung der Abweichung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey nach Abschluss seiner vierten Zehnjahresinspektion vorgelegt. Die getroffenen Maßnahmen ermöglichen die Einhaltung der Vorschrift [CONF-A], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassen wurde.

ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

1.	KONFORMITÄTSPRÜFUNG	22
1.1.	ZIEL	22
1.2.	ANTWORT	22
1.2.1.	STRAHLENRISIKEN	22
1.2.2.	NICHT-RADIOLOGISCHE RISIKEN	33
1.2.2.1.	KONFORMITÄTSMANAGEMENT	33
1.2.2.2.	EINHALTUNG DER FESTGELEGTE ANFORDERUNGEN IN BEZUG AUF EIPR	34
1.2.2.3.	ZUSÄTZLICHE PRÜFUNGEN AN UNTERIRDISCHEN BAUWERKEN	35
1.3.	SCHLUSSFOLGERUNG	36

1. KONFORMITÄTSPRÜFUNG

1.1. ZIEL

Die ersten Konformitätsprüfungen wurden anlässlich der² periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe durch die Durchführung einer ECOT (Examen de Conformité de Tranche, Konformitätsprüfung der Stufe) durchgeführt. Dieser Ansatz wurde im Rahmen der periodischen Überprüfungen der 1300-MWe-Stufen (2.^{ème} RP 1300) und 1450 MWe, genannt „N4“ (1^{er} RP N4), und zuletzt im Rahmen der 3.^{ème} RP 900, 3.^{ème} RP 1300 und 2.^{ème} RP N4 durchgeführt.

Die ECOT ist ein ergänzender Prozess zu den üblichen Betriebsvorschriften wie den regelmäßigen Tests (EP), den Basisprogrammen für vorbeugende Wartung (PBMP) oder den Requalifizierungstests (ER) nach Wartungsarbeiten.

Für die vierte regelmäßige Überprüfung der 900-MWe-Stufe konzentriert sich diese Konformitätsprüfung auf:

- die Prüfung der radiologischen Risiken durch die Durchführung von Kontrollen im Rahmen der ECOT,
- die Prüfung der nicht radiologischen Risiken durch eine Analyse der Konformität mit den geltenden Vorschriften und ergänzende Prüfungen.

Das Ziel der Konformitätsprüfung besteht darin, die Konformität der Anlage mit den zum Zeitpunkt der Überprüfung geltenden Referenznormen 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 folgenden Gesichtspunkten:

- Analyse der Entwicklungen der Referenzsysteme seit dem letzten ECOT für die betreffende Stufe;
- die Untersuchung generischer Konformitätsabweichungen und bedeutender Ereignisse generischer Art. Das wiederholte Auftreten gleichartiger Abweichungen bei einem bestimmten Gerätetyp ist ein Auswahlkriterium für die Aufnahme des Themas in das ECOT;
- die Prüfung der von EDF initiierten nationalen Ingenieurstudien (Affaires Parc und Affaires d'Ingénierie). Diese Studien wurden eingerichtet, um komplexe Fragestellungen zu behandeln. Einige verfügen über eine eigene Konformitätsprüfung, bei anderen wird je nach den Erfahrungen in dem betreffenden Bereich geprüft, ob Konformitätskontrollen im Rahmen der ECOT sinnvoll sind.

Ergänzt wird dies durch die Berücksichtigung der ASN-Anfragen im Anschluss an die Ständige Gruppe „Generische Leitlinien des 4-RP 900“.

Die Überprüfung der Konformität der Blöcke mit dem Referenzzustand zu Beginn der Überprüfung erfolgt vor Ort anhand:

- Vor-Ort-Kontrollen, die vom Betreiber vor und während der Stilllegung im Rahmen der betreffenden Zehnjahresüberprüfung durchgeführt werden,
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Testprogramme, der Betriebsverfahren und Anweisungen sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Wird ein Befund festgestellt, wird eine Charakterisierung vorgenommen, die zur Feststellung einer Nichteinhaltung einer definierten Anforderung eines für den Schutz der Interessen wichtigen Elements (EIP) führen kann, was eine Abweichung im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Grundanlagen darstellt.

Die folgende Tabelle enthält eine Übersicht über die im Arbeitsprogramm des ECOT 4^{ème} 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	<p>Die Liste der identifizierten EIPR ist die Liste der Rückhaltebecken und Sickergruben, die gemäß dem INB-Erlass (Bauwerk, das mindestens eine Seite in direktem Kontakt mit der Außenumgebung hat) als letzte Barriere zum Schutz der Umwelt identifiziert wurden. Die Anforderungen an diese Anlagen sind im INB-Erlass festgelegt.</p> <p>Der Zustand dieser EIPR wird regelmäßig durch die Anwendung der PBMP Génie Civil (GC) überprüft. Der Umfang der Kontrollen für ECOT 4^{ème} RP 900 besteht somit darin, einen Bericht über die Anwendung der PBMP in Bezug auf diese EIPR, eine Bilanz der festgestellten Mängel und gegebenenfalls die durchgeführten Instandsetzungsarbeiten zu erstellen.</p> <p>In Übereinstimmung mit ECOT 3^{ème} RP 1300 wird beschlossen, eine Konformitätsprüfung der Gebäude für Hilfs- und Versorgungseinrichtungen (BAC), die als Gebäude für allgemeine nukleare Hilfseinrichtungen (BANG) bezeichnet werden, auf der Ebene CP0 Bugey auf der Grundlage der Bilanz der Anwendung des PBMP GC durchzuführen.</p>
2	Identifizierte EIPI-Materialien	Nachteile	Überprüfung der ordnungsgemäßen Funktion der Anlagen auf der Grundlage der regelmäßigen Prüfprotokolle, Überprüfung der Ausrüstungslisten und der zugehörigen Betriebsunterlagen.
3	Qualifizierung von Materialien unter Unfallbedingungen (EIPS)	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Kontrolle der organisatorischen und dokumentarischen Bestimmungen von MQCA, Stichprobenkontrolle der Materialien und, wenn möglich, der Materialien, die seit dem 3-RP Gegenstand von Abweichungen oder ESS waren.
4	Blitzschlag	Strahlungsrisiken (Thema Angriffe)	Kontrolle der Einhaltung der Bestimmungen der Blitzrisikoanalyse, der Wartungsanweisungen und des Blitzschlag-Logbuchs <i>vor Ort</i> .
5	Besonderheiten bei der Konzeption und Umsetzung von Sicherungssystemen vor Ort	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Dokumentarische Prüfung der mechanischen Schemata von 11 Systemen, die für die Auslegungsstörfälle des Sicherheitsberichts erforderlich sind.
6	Überprüfung der Bearbeitung der abgeschlossenen, nicht abgeschlossenen Abweichungsberichte	Alle Bereiche	Überprüfung der Abweichungsberichte und/oder PA CSTA, stichprobenartige Überprüfung der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Bearbeitung und zum Abschluss der Feststellungen.
7	Rohrleitungen	Alle Bereiche	<i>Vor-Ort-Kontrollen</i> von Rohrleitungen aus schwarzem Stahl und Speichertanks für demineralisiertes Wasser.

Nr.	Thema	Bereich	Inhalt
8	Erdbeben – Stützen	Strahlungsrisiken (Thema Angriffe)	Kontrolle der Träger <i>vor Ort</i> .
9	Erdbeben – Verankerung	Strahlungsrisiken (Thema Angriffe)	Kontrolle der Verankerungen <i>vor Ort</i> .
10	Eindämmung – Belüftung	Strahlungsrisiken (Thema Angriffe/Unfälle)	Kontrolle der Dichtheit der Auffangvorrichtungen (Leckageauffangbehälter, Handschuhkästen) und der Lüftungskanäle <i>vor Ort</i> .
11	Brand	Strahlungsrisiken (Thema Angriffe)	Kontrolle der ordnungsgemäßen Durchführung der nach dem 3-RP beschlossenen Änderungen, Überprüfung der Betriebsdokumentation und Bilanz der Kontrollen der Brandschutzschächte.
12	Explosion	Strahlungsrisiken (Thema Angriffe)	<i>Vor-Ort-Kontrolle</i> der Rohrleitungen, in denen explosionsgefährdete Flüssigkeiten transportiert werden, Kontrolle auf Dichtheit mit einem Explosimeter, Kontrolle der örtlichen Kennzeichnung.
13	Interne Überschwemmung	Strahlungsrisiken (Thema Angriffe)	Für das Elektrizitätsgebäude und seine unmittelbar angrenzenden Anlagen: Kontrolle der Siphons, Gullys, Rinnen und Trichter <i>vor Ort</i> sowie Kontrolle der Konformität der Betriebsdokumentation.
14	Externe Überschwemmung	Strahlungsrisiken (Thema Angriffe)	Kontrolle der Betriebsanweisungen, der Notfallpläne und der damit verbundenen materiellen Vorkehrungen.
15	Lokale Krisenausrüstung (MLC)	Strahlungsrisiken (Thema SOH)	Kontrolle der Betriebsdokumentation und der Kennzeichnung der MLC.

Ergänzungen zum ECOT

Das ECOT-Programm, das aus den 15 im vorigen Absatz aufgeführten Themen besteht, wurde ergänzt durch:

- Multidisziplinäre Vor-Ort-Besichtigungen, sogenannte „CONF1“, mit Kontrollen *vor Ort*, um die Konformität der betreffenden EIPS-Ausrüstung sicherzustellen, wobei insbesondere die Umgebung dieser Ausrüstung berücksichtigt wird. Die für diesen Ansatz ausgewählten EIPS-Anlagen sind Anlagen, die direkt zum Rückzug und zur Aufrechterhaltung der Sicherheit beitragen: die Notversorgungs-Pumpen der ASG-Dampferzeuger (Motorpumpen und Turbopumpen), die Pumpen für die Versorgung mit gefiltertem Rohwasser SEC, SEB Rohwasser, EAS Rohwasser und die Notstromaggregate LHG und LHH (Diesel).
- Zusätzliche Kontrollen, zu deren Durchführung sich EDF in verschiedenen Bereichen verpflichtet hat:
 - Sichtprüfungen der Rohrleitungen in Bodennähe im Reaktorgebäude (BR),
 - Sichtkontrollen der Sensoren im BR,
 - Kontrollen der Halterungen des JPI-Brandschutzsystems,
 - Kontrollen der Halterungen im BR, im BAN und im BW,
 - Dichtheitsprüfungen der Trichter auf dem Dach der Dieselgebäude,
 - K o n t rollen der Schraubverbindungen,
 - Kontrollen einer Stichprobe von Feuerlöschleitungen außerhalb des Elektroraums (BL),
 - Kontrolle der Relais, Sicherungshalter und Anschlüsse von Schränken außerhalb des Reaktorgebäudes, die für Unfallbedingungen vom Typ Erdbeben K3 qualifiziert sind,
 - Zusätzliche Kontrollen der fest installierten Löschanlagen des Brandschutznetzes.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Bis heute wurden 99 % der im Rahmen der Programme zu den verschiedenen Themen des ECOT und der Ergänzungen zum ECOT durchzuführenden Kontrollen am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Wie oben erwähnt, handelt es sich dabei um ergänzende Bestimmungen zu den Betriebsvorschriften, um durch gezielte Kontrollen die Konformität der Anlagen zu überprüfen.

Die noch ausstehenden Kontrollen im Rahmen der Programme zu den einzelnen Themenbereichen „Strahlungsrisiken“ im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey werden vor der Abweichung des Blocks nach Abschluss der VD4-Abschaltung durchgeführt. Eine Zusammenfassung der Ergebnisse wird der ASN vor der Abweichung von Reaktor 3 nach Abschluss seiner 4-zehnjährigen Inspektion

Gemäß der Vorschrift [CONF-A], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4- RP 900 erlassen wurde, werden die festgestellten Abweichungen und Feststellungen vor der Abweichung von Block 3 nach Abschluss seiner 4. zehnten Inspektion beseitigt werden, sodass über die Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Referenzwerten entschieden werden kann, nachdem die Kontrollen im Rahmen der Konformitätsprüfung des 4- RP 900 durchgeführt wurden.

Gemäß den geltenden Vorschriften wird ein Bericht über die Ergebnisse der ECOT erstellt und innerhalb von drei Monaten nach der Abweichung vom VD4-Stopp an die ASN übermittelt.

Thema „Bauingenieurwesen“

Die vorgesehene Kontrolle besteht darin, einen Bericht über die Umsetzung der grundlegenden vorbeugenden Wartungsprogramme für die EIPR und die Betonrohre mit Blechkern (CBAT) des SEC-Kreislaufs zu erstellen. Der Standort Bugey verfügt über keine CBAT für seinen SEC-Kreislauf und ist daher von diesem Punkt nicht betroffen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Tiefbau“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt. Sie betreffen die Anwendung des Basisprogramms zur vorbeugenden Instandhaltung im Bereich Tiefbau bei 34 Bauwerken der Tranche 3.

Diese Kontrollen haben gezeigt, dass die bei früheren Besichtigungen festgestellten Mängel dauerhaft behoben wurden. Es konnten neue Mängel festgestellt und behoben werden, deren Ursache in der natürlichen Alterung der den Witterungseinflüssen ausgesetzten Strukturen liegt.

Für die Bauwerke, bei denen Mängel festgestellt wurden, wurden Maßnahmen zur Wiederherstellung der Konformität festgelegt, die nach einem den Herausforderungen angemessenen Zeitplan durchgeführt werden sollen.

Die Bilanz der durchgeführten Kontrollen ergab drei Abweichungen bei EIPR-Bauwerken. Alle diese Abweichungen wurden vor der Abweichung von Tranche 3 nach Abschluss des VD4-Stillstands behoben.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Bauwesen“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 mit den geltenden Referenzwerten zu Beginn der Überprüfung, um das Sicherheitsniveau der Anlage im Anschluss an die vorherige Prüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu konsolidieren.

Thema „EIP-Materialien“

Die Ergebnisse der ECOT-Kontrollen zu diesem Thema sind in Teil II – Kapitel 1 – § 1.2.2 dargestellt. Bis heute sind 70 % der im Rahmen der ECOT zum Thema „EIP-Materialien“ durchzuführenden Kontrollen abgeschlossen.

Die restlichen Kontrollen im Rahmen der ECOT zum Thema „EIP“ werden vor der Abweichung von Block 3 nach Abschluss der VD4-Abschaltung durchgeführt. Gemäß der Vorschrift [CONF-A], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900 erlassen wurde, werden alle festgestellten Abweichungen vor der Abweichung von Block 3 nach Abschluss der Abschaltung VD4 behoben.

Gemäß den Zielen des ECOT werden nach Abschluss der Abschaltung von VD4 alle EIP des Blocks 3 von Bugey den festgelegten Anforderungen entsprechen und einem dauerhaften Programm zur Überprüfung ihrer Konformität mit den festgelegten Anforderungen (oder einem Rahmen zur Integration in das lokale Wartungsreferenzsystem) unterzogen.

Gemäß den Zielen des ECOT werden nach Abschluss der Abschaltung von VD4 die Ergebnisse der Konformitätsprüfung des Themas

„EIP“ ermöglichen es, die Konformität des Blocks Nr. 3 mit den geltenden Referenzwerten zu Beginn der Überprüfung zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu konsolidieren, wobei die zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen berücksichtigt wurden.

Thema „Qualifizierung von Materialien unter Unfallbedingungen“

Das Ziel des Themas „Qualifizierung von Materialien unter Unfallbedingungen“ besteht darin, zu überprüfen, ob die vorgeschriebenen Maßnahmen zur Gewährleistung der Dauerhaftigkeit der Qualifizierung in die lokalen Organisationen integriert sind.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Qualifizierung von Materialien unter Unfallbedingungen“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Bei den 256 kontrollierten Materialien, die für Unfallbedingungen qualifiziert sind (MQCA), wurden Abweichungen festgestellt bei:

- Ventilatormotoren;
- einem Pumpenmotor;
- ein Ventil-Endschalter;
- eine Batterie einer Schalttafel.

Alle festgestellten Abweichungen wurden vor der Abweichung von Block 3 nach dem Abschalten von VD4 behoben.

Die Kontrollen der dauerhaften organisatorischen Vorkehrungen lassen keine Schwachstellen erkennen, weder hinsichtlich der Berücksichtigung des Qualifikationsreferenzsystems im Informationssystem noch hinsichtlich der Aufbewahrungsbedingungen für Ersatzteile.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „*Qualifizierung von Materialien unter Unfallbedingungen*“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Referenzsystem, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Prüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu konsolidieren.

Thema „*Blitzschlag*“

Das Ziel des Themas „*Blitzschlag*“ ist es, sicherzustellen, dass die Vorschriften des Referenzsystems „*Blitzschlag*“ eingehalten werden. Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Blitzschlag*“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Die überarbeitete Blitzrisikoanalyse (ARF) wurde in eine technische Blitzstudie umgewandelt. Die Analyse der Ergebnisse ergab keine Abweichungen. Es wurden Anomalien festgestellt und vor der Abweichung von Tranche 3 nach dem VD4-Stopp wieder in Übereinstimmung gebracht.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „*Blitzschlag*“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit den geltenden Referenzwerten zu Beginn der Überprüfung, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Prüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu konsolidieren.

Thema „*Besonderheiten der Konzeption und Umsetzung der Sicherungssysteme vor Ort*“

Das Ziel des Themas „*Besonderheiten bei der Konzeption und Umsetzung von Sicherungssystemen vor Ort*“ besteht darin, die Unterschiede zwischen den mechanischen Referenzschemata und den in den Dokumentendatenbanken des Kernkraftwerks verfügbaren mechanischen Schemata für die ausgewählten Systeme des betreffenden Blocks zu überprüfen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Besonderheiten bei der Konzeption und Umsetzung von Sicherungssystemen vor Ort*“ geforderten Kontrollen wurden an allen ausgewählten Basissystemen durchgeführt.

Der Vergleich der mechanischen Schemata der Ingenieurzentren und des Kernkraftwerks CNPE ergab geringfügige Unterschiede zwischen den von den Ingenieurzentren verwendeten mechanischen Schemata und den am Standort BUGEY geltenden mechanischen Schemata. So wurden 16 Unterschiede in Bezug auf die Systeme ASG, EAS, ETY, PTR-, REA-, RIS-, SEC- und VCDa-Systeme. Durch Besichtigungen der Anlagen konnte die Konformität der mechanischen Schemata des Kernkraftwerks bestätigt werden. Die Aktualisierung der nationalen mechanischen Schemata wurde von den Ingenieurzentren durchgeführt, um die festgestellten Unterschiede zu korrigieren. Die nationalen mechanischen Schemata wurden entsprechend indexiert.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „*Besonderheiten der Konzeption und Realisierung der Standorte der Sicherungssysteme*“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit dem bei Beginn der erneuten Prüfung geltenden Referenzsystem, um die Sicherheit der Anlage im

Fortführung der vorherigen Prüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen

Betriebserfahrungen. Thema „Überprüfung der Bearbeitung von abgeschlossenen, nicht abgeschlossenen

Abweichungsberichten“

Das Ziel des Themas „Überprüfung der Bearbeitung von abgeschlossenen, aber nicht abgeschlossenen Abweichungsberichten“ ist es, die Robustheit des Prozesses zur Bearbeitung von Feststellungen im Kernkraftwerk Bugey zu kontrollieren.

Das Kontrollprogramm ECOT VD4 zum Thema „Überprüfung der Bearbeitung von saldierten, nicht abgeschlossenen Abweichungsblättern“ sieht zwei Kontrollbereiche vor, die Folgendes betreffen:

- die Bearbeitung von Materialabweichungen mit dem Status „Ausgeglichen, nicht abgeschlossen“,
- eine „Überprüfung“, bei der die Qualität der Phasen der Charakterisierung der Feststellungen, die Bearbeitung der Differenzen und die Angemessenheit der Wirksamkeit der Bearbeitungsmaßnahmen untersucht werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Überprüfung der Bearbeitung von saldierten, nicht abgeschlossenen Abweichungsmeldungen“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle offenen PA CSTA zu EIP wurden erneut auf ihre Abschlussbedingungen hin überprüft. Alle konnten entweder abgeschlossen oder in ihrem aktuellen Zustand begründet werden.

Ergänzend dazu führte eine Überprüfung der aktiven Sachmängel an EIP-Ausrüstungen zur erneuten Prüfung von 8 Mängeln. Diese Überprüfung veranlasste das Kernkraftwerk Bugey nicht dazu, neue PA CSTA zu eröffnen.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung des Themas „Überprüfung der Bearbeitung von abgeschlossenen, nicht abgeschlossenen Abweichungsberichten“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit dem geltenden Referenzsystem zu Beginn der erneuten Überprüfung zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu konsolidieren.

Thema „Rohrleitungen“

Das Ziel des Themas „Rohrleitungen“ ist es, die Integrität der Rohrleitungen zu überprüfen, insbesondere an Durchführungen durch Segel und Betonwände für die Systeme ASG, LLS, ETY, SED, TEG, JPC und SER, und generell das Fehlen von Störungen zu überprüfen.

Die betroffenen Rohrleitungen sind insbesondere Rohrleitungen aus schwarzem Stahl (außer Feuerlösch- und TRICE-Rohrleitungen) sowie Rohrleitungen und Behälter für die Versorgung mit entmineralisiertem Wasser (SED/ETSu).

Bis heute wurden 79 % der im Rahmen des Programms zum Thema „Rohrleitungen“ angeforderten Kontrollen durchgeführt, wobei keine Abweichungen festgestellt wurden.

Die restlichen Kontrollen, die im Rahmen des ECOT zum Thema „Rohrleitungen“ noch durchzuführen sind, werden vor der Abweichung von Block 3 nach Abschluss der VD4-Abschaltung durchgeführt. Gemäß der von der ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase des 4-RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-A] werden alle bei diesen Kontrollen festgestellten Abweichungen vor der Abweichung von Block 3 nach Beendigung der Abschaltung VD4 behoben.

Gemäß den Zielen der ECOT werden nach Abschluss der Abschaltung VD4 die Ergebnisse der Konformitätsprüfung des Themas „Rohrleitungen“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit den geltenden Referenznormen zu Beginn der Überprüfung zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu konsolidieren, wobei die zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen berücksichtigt wurden.

Themen „Erdbebenstützen“ und „Erdbebenverankerungen“

Das Ziel der Themen „Erdbebenstützen“ und „Erdbebenverankerungen“ ist es, eine Bilanz der Anwendung der Wartungsprogramme (PBMP) zu erstellen.

Bis heute wurden 98 % der im Rahmen des Programms zu den Themen „Erdbebenstützen“ und „Erdbebenverankerungen“ geforderten Kontrollen durchgeführt.

Die noch ausstehenden Kontrollen im Rahmen der ECOT zum Thema „Erdbebenfestigkeit“ werden vor der Abweichung von Block 3 nach Abschluss der VD4-Abschaltung durchgeführt. Gemäß der Vorschrift [CONF-A], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900 erlassen wurde, werden alle bei diesen Kontrollen festgestellten Abweichungen vor der Abweichung von Block 3 nach dem Stillstand VD4 behoben.

Alle festgestellten Anomalien werden vor Ablauf der VD4-Sperre behoben oder in ihrem aktuellen Zustand begründet.

Gemäß den Zielen der ECOT werden nach Abschluss der VD4-Stilllegung die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zu den Themen „Erdbeben – Stützen“ und „Erdbeben – Verankerungen“ die Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit den bei Beginn der Überprüfung geltenden Referenzwerten bewertet werden, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu konsolidieren.

Thema „Einschluss – Belüftung“

Das Ziel des Themas „Abschottung – Belüftung“ besteht darin, die Kontrollmaßnahmen zu konsolidieren, die sich aus den Ergebnissen des vorherigen Konformitätsprüfungsprogramms ergeben haben, und Kontrollen in einem ergänzenden Bereich durchzuführen, und zwar an den Abschnitten der Kanäle oder Absaugvorrichtungen, die möglichst nahe am Risiko angebracht sind.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Eindämmung – Belüftung“ geforderten Kontrollen wurden an Block Nr. 3 durchgeführt, mit Ausnahme eines Teils des Kanals des DVNd-Kreislaufs, der aufgrund von Verkleidungen und Stacheldraht unzugänglich war. Dieser Teil des Kanals ist durch seine Umgebung auf natürliche Weise geschützt, und zusätzliche Kontrollen in der Umgebung haben gezeigt, dass keine Störungen vorliegen.

Bei den ECOT VD4-Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

Die Ergebnisse der ECOT-Kontrollen haben geringfügige Anomalien ergeben, die die Dichtheit und die Durchflussleistung der Lüftungskreisläufe nicht beeinträchtigen dürften. Alle diese Anomalien werden vor der Abweichung vom VD4-Stopp behoben.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Einschluss – Belüftung“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit den geltenden Referenzwerten zu Beginn der Überprüfung zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu konsolidieren und dabei die zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu berücksichtigen.

Thema „Brand“

Das Ziel des Themas „Brandschutz“ besteht darin, den Prozess der Integration der Änderungen des Projekts „Brandschutzmanagement“ (MRI) und bestimmter lokaler Änderungen, die zwischen den Stillständen VD3 und VD4 (Referenzrahmen für die Überprüfung) vorgenommen wurden, zu überprüfen und andererseits die Bilanz der PBMP-Besichtigungen der Brandschutzschächte zu kontrollieren.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Brandschutz“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt. Es wurden keine Abweichungen festgestellt.

Alle nach der dritten Zehnjahresinspektion beschlossenen Änderungen des Brandschutzkonzepts (MRI) werden umgesetzt.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Brandschutz“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit den geltenden Referenznormen zu Beginn der erneuten Überprüfung, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gesammelten Betriebserfahrungen zu konsolidieren.

Thema „Interne Explosion“

Das Ziel des Themas „Interne Explosion“ ist es, Folgendes zu erreichen:

- äußere Sichtkontrollen der Rohrleitungen, einschließlich schwer zugänglicher Bereiche, wärmeisolierter Abschnitte (die entisoliert werden müssen) und Durchführungen,
- Prüfung auf Undichtigkeiten in der Nähe der an diesen Rohrleitungen installierten Armaturen mit einem Explosimeter,
- die Überprüfung der Kennzeichnung der Rohrleitungen.

Der Umfang der Kontrollen konzentriert sich auf Kreisläufe, in denen explosive Flüssigkeiten (Wasserstoff, Ammoniak, Acetylen, Kerosin) transportiert werden. Alle geplanten Kontrollen wurden durchgeführt.

Die Kontrollen ergaben keine Abweichungen, die zur Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre führen oder eine unmittelbare Gefahr für die Anlage oder Personen darstellen könnten.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Interne Explosion“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit den geltenden Referenznormen zu Beginn der Überprüfung, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu konsolidieren.

Thema „Interne Überschwemmung“

Das Ziel des Themas „Interne Überschwemmung“ ist es, die ordnungsgemäße Durchführung der Wartungsprogramme (Häufigkeit der Kontrollen, Einhaltung der lokalen Verfahren) zu überprüfen.

Die Konformitätsprüfung betrifft offene Durchgänge (Siphons, Gullys, Rinnen) und geschlossene Durchgänge (Trichter) von Elektrogebäuden (BL) und Perimetergebäuden (BW).

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

Diese Kontrollen haben zwei Abweichungen aufgezeigt:

- eine an einer Dichtung des RIS/EAS-Rückhaltesystems;
- eine an einer Durchgangsstelle in einem der Nebengebäude des Reaktorgebäudes.

Beide Abweichungen wurden vor der Abschaltung des Blocks nach dem VD4-Stopp behoben.

Darüber hinaus wurde die Umsetzung aller nationalen Verfahren zu diesem Thema in der lokalen Dokumentation überprüft.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „*Interne Überflutung*“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit den geltenden Referenzwerten zu Beginn der Überprüfung, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu konsolidieren.

Thema „*Externe Überschwemmung*“

Im Gegensatz zu den anderen ECOT-Themen, deren Ziel es ist, die Konformität mit dem nach dem VD3-Stopp und vor dem VD4-Stopp geltenden Referenzsystem zu überprüfen, entsprechen die im Rahmen des ECOT zum Thema „*Externe Überschwemmung*“ durchgeführten Kontrollen dem ASN-Leitfaden Nr. 13 zur Überprüfung der Umsetzung der Studien des 4-RP 900.

Das Ziel des Themas „*Externe Überschwemmung*“ ist:

- Überprüfen Sie die korrekte Integration des neuen Referenzsystems, das sich an Leitfaden Nr. 13 der ASN orientiert.
- Den Zustand der materiellen Vorkehrungen (Dambalken, Rückschlagventile, Absperrvorrichtungen, Metallschwellen und Betonbauten, mobile Pumpen und Stromaggregate usw.) überprüfen.
- Überprüfung der ordnungsgemäßen Integration des neuen Referenzsystems für die Krisenorganisation.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Externe Überschwemmung*“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt. Diese Kontrollen ergaben keine Abweichungen.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „*Externe Überschwemmung*“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Bugey mit den geltenden Referenzwerten zu Beginn der Überprüfung, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu konsolidieren.

Thema „*Lokale Krisenausrüstung*“

Das Ziel des Themas „*Lokale Krisenausrüstung*“ ist es, die Funktionsfähigkeit der lokalen Krisenausrüstung (MLC) zu überprüfen, darunter mobile Sicherheitsausrüstung, der interne Notfallplan und der „Post-Fukushima“-Plan sowie persönliche Schutzausrüstung, die vom Kernkraftwerk Bugey im Falle eines Unfalls eingesetzt werden kann.

Nach dem Unfall von Fukushima wurden die entsprechenden Anforderungen und die dauerhafte Organisation zur Gewährleistung der Funktionsfähigkeit der lokalen Krisenausrüstung neu definiert.

Das Kontrollprogramm des ECOT basiert auf:

- der Kontrolle der Funktionsfähigkeit der Ausrüstung und Materialien,
- die Kontrolle der Einhaltung der dokumentarischen und organisatorischen Anforderungen.

Alle im Rahmen des Programms „Lokale Krisenausrüstung“ geforderten Kontrollen wurden für den gesamten Standort Bugey (einschließlich Block 3) durchgeführt.

Bei den ECOT VD4-Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt, die die Funktionsfähigkeit der mobilen Ausrüstung und der individuellen MLC-Ausrüstung in Frage stellen würden.

Es wurden auch zusätzliche Maßnahmen durchgeführt, um die Planung und Durchführung zusätzlicher Kontrollen des ordnungsgemäßen Zustands und der Funktionsfähigkeit bestimmter lokaler Krisenausrüstungen sicherzustellen.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Lokale Krisenausrüstung“ die Bewertung der Konformität mit den geltenden Referenznormen zu Beginn der erneuten Überprüfung, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung durch Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gesammelten Betriebserfahrungen zu konsolidieren.

Thema „Ergänzende ECOT-Besichtigungen vor Ort (CONF1)“

Das Ziel des Themas „Feldbesichtigungen, Ergänzungen ECOT (CONF1)“ besteht darin, mit multidisziplinären Teams *Vor-Ort-Besichtigungen* von für die Sicherheit wichtigen Anlagen durchzuführen, um deren Konformität unter besonderer Berücksichtigung der Umgebung dieser Anlagen sicherzustellen. Die betreffenden Anlagen tragen direkt zur Abschaltung und zur Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors bei: Not-Speisewasserpumpen der Dampferzeuger (ASG), SEC-Pumpen für gefiltertes Rohwasser, SEB-Pumpen für Rohwasser, EAS-Pumpen für Rohwasser und Notstromaggregate LHG und LHH.

Diese als „CONF1“ bezeichneten Vor-Ort-Besichtigungen fanden zwischen April und Juli 2022 am Reaktor Nr. 3 statt.

Keine der festgestellten Anomalien wurde als Abweichung eingestuft. Alle Anomalien werden vor Ende der VD4-Stillegung behoben.

In Übereinstimmung mit den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Ergänzende ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ die Bewertung der Konformität von Block 3 mit den geltenden Referenzwerten zu Beginn der erneuten Überprüfung, um die Sicherheit der Anlage zu konsolidieren.

Thema „Ergänzende Kontrollen ECOT“

Das Ziel dieses Themas ist es, ergänzende Kontrollen durchzuführen, die sich auf die 9 zuvor genannten spezifischen Themen konzentrieren.

Bis heute wurden 90 % der im Rahmen des Programms „Ergänzende Kontrollen ECOT“ angeforderten Kontrollen durchgeführt, wobei keine Abweichungen festgestellt wurden.

Die noch ausstehenden Kontrollen im Rahmen des ECOT zum Thema „Ergänzende ECOT-Kontrollen“ werden vor der Abweichung von Block 3 nach Abschluss der VD4-Abschaltung durchgeführt. Gemäß der Vorschrift [CONF-A], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassen wurde, werden alle bei diesen Kontrollen möglicherweise festgestellten Abweichungen vor der Abweichung von Block 3 nach Abschluss der Abschaltung VD4 behoben.

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Ergänzende ECOT-Kontrollen“ die Bewertung der Konformität von Block Nr. 3 mit den geltenden Referenzwerten zu Beginn der erneuten Überprüfung, um die Sicherheit der Anlage zu konsolidieren.

1.2.2. Nicht-radiologische Risiken

1.2.2.1. Kontrolle der Einhaltung gesetzlicher Vorschriften

Allgemeiner Teil Stufe

Die wichtigsten für das Lager CP0 geltenden Vorschriften in Bezug auf konventionelle Risiken sind:

- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs über nukleare Sicherheit und grundlegende kerntechnische Anlagen, insbesondere die Artikel L.593-18 und L.593-19;
- Der geänderte Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für grundlegende kerntechnische Anlagen;
- Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 16. Juli 2013 betreffend die Kontrolle der Belästigungen und der Auswirkungen auf die Gesundheit und die Umwelt durch kerntechnische Grundanlagen, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 zur Genehmigung der Entscheidung Nr. 2016-DC-0569.

Die Einhaltung der Vorschriften für die Anlage wird durch eine Reihe von Schritten sichergestellt: Ermittlung der gesetzlichen Bestimmungen und Anforderungen, Bewertung des entsprechenden Konformitätsstatus, Bearbeitung der teilweise oder nicht erfüllten Anforderungen im Rahmen des Konformitätsmanagements, regelmäßige Neubewertung des Konformitätsstatus.

Die Ergebnisse der Überwachung der Einhaltung der Vorschriften sind in Teil II – Kapitel 1 – § 1.1.2.2 dargestellt.

Unter den Anforderungen an das Konformitätsmanagement in Bezug auf nicht-radiologische Risiken hat das Kernkraftwerk Bugey folgende Punkte identifiziert:

- Artikel 4.3.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 legt fest, dass „*die Lagerung, Aufbewahrung und Handhabung radioaktiver oder gefährlicher Stoffe außerhalb der dafür vorgesehenen und eingerichteten Bereiche verboten ist, um deren Ausbreitung zu verhindern*“. Nach einer Besichtigung vor Ort stellte das Kernkraftwerk Bugey fest, dass der Lagerbereich für den Stoff ECOPOL eine Verbesserung der Rückhaltevorrückung erforderte. Diese Verbesserung ist Gegenstand eines Antrags auf lokale Änderung (LLBU2625).
- Das Kernkraftwerk Bugey hat Studien und Arbeiten zur Verbesserung seiner Eindämmungsstrategie gemäß Artikel 4.3.6 der Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 in Auftrag gegeben. Der zur Erfüllung dieser Konformitätsanforderungen vorgesehene Studienbericht wurde der ASN Ende September 2021 übermittelt. Im Rahmen des nationalen Programms ist bereits eine Verbesserung des Rückhaltesystems im Netz W1 vorgesehen, das das Regenwasser aus dem nördlichen Bereich des Standorts ableitet (PNRL0952).
- Darüber hinaus ist eine Änderung am Entladeplatz für Ölpflanzen vorgesehen, um die Eindämmung zu verbessern (PNPE0065).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- LLBU2625 „Verbesserung der Rückhaltevorrichtung im Bereich des ECOPOL-Lagerplatzes“;
- PNRL0952 „Verbesserung der Sicherheitsvorrichtung W1“;
- PNPE0065 „Verbesserung der Eindämmung des Entladeplatzes für Ölplanen“;

wurden vollständig im Kernkraftwerk Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

1.2.2.2. Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf EIPR

Allgemeiner Teil Lager

Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 definiert somit ein wichtiges Element für den Schutz: *„Wichtiges Element für den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuches genannten Interessen (Sicherheit, Gesundheit und öffentliche Gesundheit, Natur- und Umweltschutz), d. h. Struktur, Ausrüstung, System (programmiert oder nicht), Material, Komponente oder Software, die in einer Kernanlage vorhanden sind oder unter der Verantwortung des Betreibers stehen und eine Funktion erfüllen, die für den in Artikel L.597-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Nachweis erforderlich ist, oder die kontrollieren, dass diese Funktion gewährleistet ist“.*

Die wichtigen Elemente für den Schutz der Interessen gegenüber konventionellen Risiken (EIPR) der Stufe CP0 sind Rückhaltebecken und Sickerwasserbecken, die bei der Umsetzung des INB-Erlasses (Bauwerk, das mindestens eine Seite in direktem Kontakt mit der Umwelt hat) als letzte Barriere für den Umweltschutz identifiziert wurden.

Ein den Herausforderungen angemessenes Vorgehen, das auf der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen basiert, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, die „aus Umweltgründen besondere Aufmerksamkeit verdienen“. Für diese Stoffe werden die EIPR auf aktive Ausrüstungen ausgeweitet, die zur Flüssigkeitsrückhaltung beitragen. Andererseits stellen aufblasbare Verschlüsse im Regenwassernetz als letzte Isoliervorrichtungen vor der Freisetzung in die Umwelt ebenfalls EIPR dar.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen an die EIPR wird durch eine regelmäßige Kontrolle ihrer ordnungsgemäßen Funktion und Positionierung sichergestellt. Für die historischen EIPR (Sickergruben und Endrückhaltebecken) wurde beschlossen, eine Bilanz der Anwendung der vorbeugenden Wartungsprogramme zu ziehen. Ein solcher Ansatz entspricht einer Bilanz des Instandhaltungsprogramms für den Tiefbau, die bereits im Rahmen des Themas „Tiefbau“ des ECOT des 4-RP 900 gefordert wird (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 1 – § 1.2.1). Dies trägt zur Erfüllung der Vorschrift [INC-A] bei, die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassen wurde. Ergänzend dazu hat EDF die Ergebnisse der Kontrollen vorgelegt, die zur Überprüfung der Relevanz der laufenden Kontroll- und Wartungsmaßnahmen im Hinblick auf ihre Ziele und die entsprechenden besten verfügbaren Techniken durchgeführt wurden.

Die Liste der neuen Anlagen mit EIPR-Status (aktive und passive Anlagen) wurde erstellt.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Gemäß der im ECOT vom 4-RP 900 geforderten Planung wurden die Sickergruben und Endrückhaltebecken des Blocks 3 des Kernkraftwerks Bugey kontrolliert. Alle festgestellten Abweichungen wurden behoben.

Nach der Anfang 2023 festgestellten Tritiumverseuchung des Grundwassers wurden Kontrollen an den Verbindungsleitungen der Auffangbecken für Abwässer des Standorts durchgeführt. Bei diesen Kontrollen wurden Undichtigkeiten festgestellt, deren Reparatur das Kernkraftwerk Bugey in Auftrag gegeben hat. Diese Reparaturen werden gemäß der vom Kernkraftwerk Bugey eingegangenen Verpflichtung durchgeführt.

1.2.2.3. Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken

Allgemeiner Teil Lager

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

Das Verfahren umfasst vier Schritte:

1. Risikoanalyse:

Phase 1: Erfassung der Eingabedaten und Bestandsaufnahme der Rohrleitungen,

Phase 2: Computergestützte Verarbeitung dieser Daten und Analyse der Ergebnisse,

Phase 3: Festlegung der durchzuführenden Inspektionen.

2. Inspektionen vor Ort: Inspektionen von außen und/oder von innen, je nach Konfiguration der Rohrleitungen,

3. Diagnosen,

4. Eventuelle Reparaturen der Rohrleitungen oder Überwachungs-/Ersatzprogramm.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist hinsichtlich des Zustands keine Besonderheiten auf. [Bilanz](#)

des Zustands des Blocks

Bei Bugey wurden gründliche Kontrollen an den Rohren durchgeführt, die für bestimmte Reaktionen bekannt sind. Dabei handelt es sich um Rohrleitungen der Systeme EBG, SXS sowie um die Zwischenrückhaltekanäle TER-TER, REA-PTR, TEP-PTR.

Die durchgeführten Analysen kommen zu dem Schluss, dass die Rohrleitungen der Systeme JPD, SEA, SEH, SFD, SRE, TEP, TEP-PTR, TEU und TEUs ihre Funktion über RP4 hinaus gewährleisten können.

Die Bewertung der Beständigkeit der unterirdischen und schwer zugänglichen Rohrleitungen des Kernkraftwerks Bugey über die VD4-Stilllegungen hinaus basiert auf der Methode „Fitness For Service“ (FFS), die sich aus der internationalen Praxis und den Ergebnissen von Fernsehinspektionen (ITV) und Dickenmessungen an ausgewählten Abschnitten ableitet. Mit dieser Methode kann der Zustand der inspizierten Rohrleitungen zu einem späteren Zeitpunkt beurteilt werden. Das Kernkraftwerk Bugey hat diese Methodik unter besonderer Berücksichtigung bestimmter als sensibel eingestufte Systeme angewendet.

Die Rohrleitungen des EBG-Systems, an denen Korrosion festgestellt worden war, wurden ersetzt, was mit dem Ziel einer Lebensdauer von RP4 + 10 Jahren vereinbar ist.

Bei den Rohrleitungen des REA-PTR-Systems wurden gezielte Dickenmessungen an repräsentativen und zugänglichen Stellen durchgeführt; die Analyse ergab, dass die Integrität der Leitung für die nächsten 10 Jahre nicht in Frage gestellt ist. Ergänzend dazu wurde eine regelmäßige Überwachung durch ITV eingerichtet.

Die SXS-Rohrleitungen aus schwarzem Stahl in LPE-Kanälen wurden zwischen 2015 und 2017 einem verstärkten Kontrollprogramm unterzogen, das zu Reparaturen führte, nachdem Ende 2014 Tritium im Grundwasser des Standorts nachgewiesen worden war (ESE 2014 gemeldet). Die Untersuchung der inspizierten Teile der Rohrleitungen kam zu dem Schluss, dass dieses Netz bis zum 5RP funktionsfähig ist. Ein umfangreiches Sanierungsprogramm wurde durch die interne Neuverrohrung der in Kanälen verlaufenden Abschnitte mit HDPE abgeschlossen, um die langfristige Funktions- und Strukturintegrität dieser Rohrleitungen zu gewährleisten.

Nachdem ein Leck in der Kanalisation der TER-S-Behälter-Füllleitungen entdeckt worden war, wurden alle in dieser Kanalisation vorhandenen Rohrleitungen (JPD, TER-S-Behälter-Rohrleitungen, TER-Zwischenrückhaltekanalisation) überprüft und die Füll-, Umwälz- und Entleerungsleitungen der TER-S-Behälter renoviert.

1.3. FAZIT

Die Überprüfung der Konformität des Blocks mit dem Referenzzustand erfolgt vor Ort anhand:

- vom Betreiber durchgeführten Kontrollen *vor Ort*;
- eine Prüfung der Betriebsunterlagen, Kontroll- oder Testprogramme, Betriebsverfahren und Anweisungen sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Alle festgestellten Abweichungen werden vor der Abweichung von Stufe 3 nach dem Stillstand von VD4 behandelt, sodass über die Konformität des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey mit den bei Beginn der Überprüfung geltenden Referenzwerten entschieden und somit die Sicherheit der Anlage konsolidiert werden kann.

ABSCHNITT 2: PROGRAMM ZUSÄTZLICHER UNTERSUCHUNGEN (PIC)

2.	PROGRAMM FÜR ZUSÄTZLICHE UNTERSUCHUNGEN (PIC)	39
2.1.	ZIEL	39
2.2.	ANTWORT	39
2.3.	SCHLUSSFOLGERUNG	41

2. PROGRAMM FÜR ZUSÄTZLICHE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

2.1. ZIEL

Die Durchführung des Programms für ergänzende Untersuchungen „PIC“ ist ein Ansatz, der darauf abzielt, die Relevanz der vorbeugenden Wartung der Anlagen zu konsolidieren und zu bestätigen, dass in Bereichen, die normalerweise nicht kontrolliert werden, keine Betriebsstörungen auftreten.

Bis heute wurden PICs anlässlich der zweiten und dritten zehnjährigen Inspektionen der 900-MWe- und 1300-MWe-Kraftwerke sowie der zweiten zehnjährigen Inspektionen der 1450-MWe-Kraftwerke erstellt und umgesetzt. Die im Rahmen des PIC vorgeschlagenen Prüfungen werden zusätzlich zu den geltenden Überwachungs- und Wartungsstandards festgelegt.

Das Hauptziel des PIC besteht darin, sicherzustellen, dass die in den Wartungsprogrammen berücksichtigten Annahmen hinsichtlich der Abwesenheit von Verschleiß in Bereichen, die als unempfindlich gegenüber Beschädigungen gelten und nicht überwacht werden, nicht in Frage gestellt werden.

2.2. ANTWORT

Allgemeiner Teil Lager

Der Ansatz zur Erstellung des PIC besteht darin, die Angemessenheit der durchgeführten Wartungsarbeiten im Hinblick auf die bekannten Verschleißarten während des Betriebs zu analysieren. Er basiert hauptsächlich auf:

- der Analyse des Wartungs- und Überwachungsreferenzsystems,
- den Erfahrungsrückfluss aus früheren PICs,
- der Analyse des Alterungskontrollprozesses,
- den Erfahrungen 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 Materialien (MQCA).

Der 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 durchzuführenden zerstörungsfreien Prüfungen und Gutachten fest und präzisiert dabei die angestrebten Ziele sowie die Gründe für die Auswahl dieser Bereiche. Zerstörungsfreie Prüfungen werden gegenüber Gutachten bevorzugt.

Die Prüfungen werden nach dem Stichprobenverfahren verteilt, damit nicht mehrere Abschnitte desselben Standorts gleichzeitig geprüft werden. Die Auswahl der Abschnitte CPY oder CP0 basiert auf der Analyse der verschiedenen Konfigurationen der Abschnitts- oder Lagerkonstruktion (sofern keine Besonderheiten vorliegen, richtet sich die Auswahl nach einer angemessenen Verteilung zwischen den verschiedenen zwischen 2019 und 2023 geplanten Zehnjahresinspektionen).

Die geplanten Untersuchungen werden im Wesentlichen während der zehnjährigen Besichtigungen durchgeführt. Wenn bei diesen Untersuchungen Hinweise festgestellt werden, werden diese gemäß den geltenden Vorschriften behandelt. Gegebenenfalls, wenn ein unerwarteter Mechanismus festgestellt wird:

- Die ursprünglich vorgeschlagene Umfrage wird entsprechend der Bewertung des mit der Erkennung dieses Mechanismus verbundenen Risikos erweitert (reaktive Aktualisierung innerhalb von 6 Monaten).
- Das Wartungsreferenzsystem wird innerhalb von zwei Jahren nach Erstellung der Gesamtzusammenfassung des PIC nach Analyse der konsolidierten Ergebnisse aktualisiert.

Die Anwendung der Methodik zur Festlegung des Umfangs des PIC 4^{ème} RP 900 führte zur Auswahl von 3 Bereichen, die die EIP abdecken:

- Bereich „*CPP- und CSP-Schaltungen und -Materialien*“,
- Bereich „*Schaltungen und Geräte außerhalb von CPP und CSP*“,
- Bereich „*Bauwesen*“.

Im Bereich „*Elektrische Ausrüstung und Steuerungs- und Kontrollausrüstung*“ werden keine Maßnahmen im Rahmen des PIC 4^{ème} RP 900 durchgeführt, da alle EIP einer systematischen Untersuchung (und gegebenenfalls damit verbundenen Untersuchungen) unterzogen wurden, um ihre Qualifikation auf Unfallbedingungen auszuweiten (siehe Abschnitt III – Abschnitt 2).

Es ist anzumerken, dass der Analyseumfang die Strukturen und Komponenten berücksichtigt, die zur Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken, zur Begrenzung der Freisetzen in die Umwelt und zur Zuverlässigkeit der Kreisläufe beitragen, die eine Aufgabe nach einem Unfall gewährleisten.

Spannungskorrosion:

Anlässlich der ^{zweiten} zehnjährigen Inspektion von Block Nr. 1 des Kernkraftwerks Civaux Ende 2021 haben Kontrollen zur Feststellung von thermischen Ermüdungsfehlern einen Mechanismus der Spannungskorrosion (CSC) in der primären Nenumgebung aufgezeigt, der Teile der Rohrleitungen der Hilfskreisläufe betrifft, die nicht vom Hauptprimärkreislauf isoliert werden können.

Das nach diesem Zwischenfall eingeleitete Untersuchungsprogramm führte während des gesamten Jahres 2022 zu Kontrollen, Schnitten oder Laboruntersuchungen an zahlreichen Schweißnähten dieser Rohrleitungsabschnitte an Reaktoren, die für alle Stufen des in Betrieb befindlichen Parks repräsentativ sind. Diese Untersuchungen ermöglichten es, eine erste Bestandsaufnahme zu erstellen, die regelmäßig aktualisiert wird.

Um diese Bestandsaufnahme zu vervollständigen und die Gewährleistung der Aufrechterhaltung der Anlagen auf höchstem Sicherheitsniveau zu gewährleisten, hat EDF beschlossen, im Zeitraum 2023-2026 eine Kontrollkampagne für alle in Betrieb befindlichen Blöcke des Kraftwerks durchzuführen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist hinsichtlich des Zustands keine Besonderheiten auf. [Bilanz](#)

des Zustands des Blocks

Im Rahmen des PIC sind während der Abschaltung VD4 des Blocks 3 des Kernkraftwerks Bugey keine Kontrollen erforderlich.

Im Rahmen der CSC-Prüfung wurden bei den Kontrollen der 11 Schweißnähte des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey während dessen Abschaltung VD4 keine Abweichungen festgestellt, die eine Reparatur erforderlich gemacht hätten.

2.3. FAZIT

Die im Rahmen des PIC vorgesehenen Untersuchungen werden während der⁴. Zehnjahresinspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Untersuchungen Schäden festgestellt, werden diese gemäß den Verfahren behandelt. Falls Verdachtsbefunde vorliegen, werden die Konsequenzen für das Wartungsreferenzsystem gezogen.

Der PIC ist Teil eines Ansatzes, der darauf abzielt, die Annahmen über das Ausbleiben nennenswerter Verschleißerscheinungen im Betrieb an normalerweise nicht überwachten Stellen zu untermauern. Der PIC trägt zur zehnjährigen Konformitätsprüfung der Anlagen bei.

Im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC) 4 ⁴. Periodische Überprüfung 900 des Blocks 3 des Kernkraftwerks Bugey sind keine Kontrollen erforderlich.

**ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON EREIGNISSEN VON BEDEUTUNG FÜR DIE SICHERHEIT (ESS) DER STUFE 1
ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON EREIGNISSEN VON BEDEUTUNG FÜR DIE UMWELT (ESE) IM
ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSINHALTUNG**

3.	BEHANDLUNG VON EREIGNISSEN MIT BEDEUTUNG FÜR DIE SICHERHEIT (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON EREIGNISSEN MIT BEDEUTUNG FÜR DIE UMWELT (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSINHALTUNG FLÜSSIGKEIT	44
3.1.	ZIEL	44
3.2.	REAKTION	44
3.2.1.	ALLGEMEINE LAGER	44
3.2.2.	SPEZIFISCHE ESS FÜR DEN BLOCK 3 DES KERNKRAFTWERKS BUGEY	44
3.2.3.	ESE IN BEZUG AUF DIE FLÜSSIGKEITSEINSCHLUSSANLAGE DES KERNKRAFTWERKS BUGEY	45
3.3.	SCHLUSSFOLGERUNG	45

3. BEHANDLUNG VON SICHERHEITSVERSCHIEBENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON UMWELTVERSCHIEBENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSEINSCHLÜSSUNG

3.1. ZIEL

Gemäß den Artikeln 2.6.1 bis 2.6.5 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012, dem sogenannten „INB-Erlass“, zielt der von EDF umgesetzte Prozess zum Management von Abweichungen darauf ab:

- Abweichungen in Bezug auf seine Anlagen zu erkennen;
- die erkannten Abweichungen zu analysieren, um ihre Bedeutung für die geschützten Interessen zu bestimmen;
- Die festgestellten Abweichungen innerhalb einer den Herausforderungen angemessenen Frist bearbeiten;
- Gegebenenfalls diese Abweichungen so schnell wie möglich als bedeutende Ereignisse gemäß den von der ASN festgelegten Kriterien melden und anschließend gründlich analysieren, um daraus Lehren zu ziehen und vorbeugende, Abhilfemaßnahmen und Korrekturmaßnahmen festzulegen.

Jedes sicherheitsrelevante Ereignis (ESS) wird gemäß der internationalen INES-Skala (Internationale Bewertungsskala für nukleare und radiologische Ereignisse) klassifiziert.

Das Ziel der unten aufgeführten Bilanz besteht darin, die Ereignisse zu identifizieren, die zur Meldung eines ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben und die nach Ablauf der 4. VD noch nicht behoben sind sowie die Behandlungsmodalitäten und die damit verbundene Frist zu ermitteln.

Darüber hinaus bedeutet der Begriff „flüssige Eindämmung“, dass flüssige Stoffe, die im Rahmen des normalen Betriebs der Kernkraftwerksblöcke aus Behältern, Rohrleitungen und allen anderen für den Betrieb der Blöcke erforderlichen Einrichtungen befördert werden, innerhalb der Anlagen, in denen sie zirkulieren, verbleiben. Wenn diese Einschließung nicht mehr gewährleistet ist, stellt dies eine Abweichung dar, die je nach ihren Auswirkungen Gegenstand einer Meldung als bedeutendes Ereignis für die Umwelt (ESE) sein kann.

Das Ziel der unten aufgeführten Bilanz besteht darin, die Ereignisse zu identifizieren, die zur Meldung eines ESE in Bezug auf die Flüssigkeitseinschließung geführt haben, die nach der 4. VD nicht resorbiert wurden und die Behandlungsmodalitäten und die damit verbundene Frist zu ermitteln.

3.2. ANTWORT

3.2.1. Generische ESS Lager

Zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Dokuments gibt es keine generische ESS für den Block 3 von Bugey, die auf Stufe 1 oder höher der INES-Skala gemeldet und eingestuft wurde, mit geplanten, aber noch nicht abgeschlossenen Maßnahmen zur Behebung der Störungen gemäß dem geltenden Referenzsystem.

Nach den Ereignissen Ende 2023, die zu einer teilweisen Überflutung der Pumpstation der Reaktoren Nr. 2 und 3 des Kernkraftwerks Bugey führten, hat EDF eine Überprüfung der Konzeption der Pumpstationen des Standorts eingeleitet, um mögliche Verbesserungen zu ermitteln. Diese Ereignisse führten jedoch nicht zur Meldung von ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala.

3.2.2. ESS spezifisch für Block 3 des Kernkraftwerks BUGEY

Zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Dokuments weist Block 3 des Kernkraftwerks Bugey einen einzigen spezifischen ESS auf, der auf Stufe 1 der INES-Skala eingestuft ist und für den Korrekturmaßnahmen geplant, aber noch nicht gemäß den geltenden Vorschriften abgeschlossen sind. Es handelt sich um das ESS „Risiko der Nicht-Haltbarkeit von SEB-Systemkomponenten im Falle eines Erdbebens oder einer besonderen vorübergehenden Störung im Bereich der Reaktoren Nr. 2, 3, 4 und 5 von Bugey“, für das während der laufenden Abschaltung VD4 Korrekturmaßnahmen durchgeführt werden. Die Behebung dieses Ereignisses erfolgt nach der Umsetzung der Änderung LLBU2412 „Änderung der SEB-Filter TR2 bis 5“ spätestens im Jahr 2025.

3.2.3. ESE in Bezug auf die Flüssigkeitseinschließung des Kernkraftwerks BUGEY

Alle Abweichungen im Sinne des INB-Erlasses, die zu einer ESE-Meldung bezüglich der Flüssigkeitseinschließung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey geführt haben, wurden behandelt, mit Ausnahme der Maßnahmen zur Bewältigung des unten beschriebenen Ereignisses.

Aufgrund der Tritiumverseuchung des Grundwassers, die durch Undichtigkeiten in den Verbindungsleitungen der Auffangbecken für Abwasser verursacht wurde, wurde am 12. Januar 2023 vom Kernkraftwerk Bugey ein bedeutendes Umweltereignis gemeldet. Die undichten Stellen wurden identifiziert. Die Reparaturarbeiten wurden vom Kernkraftwerk Bugey in Auftrag gegeben und werden gemäß dem festgelegten Zeitplan fortgesetzt.

3.3. FAZIT

Die Analyse zeigt, dass alle Ereignisse, die Gegenstand einer Meldung als bedeutendes sicherheitstechnisches Ereignis (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala oder als bedeutendes umwelttechnisches Ereignis (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitshülle waren, für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey behoben wurden, mit Ausnahme von:

- einem oben genannten ESS, für das Maßnahmen zur Beseitigung der Schädlichkeit ergriffen wurden, oder deren Auswirkungen auf die Sicherheit beherrscht werden können und deren dauerhafte Behandlung spätestens bis 2025 geplant ist;
- ein oben genanntes ESE, für das die Abhilfemaßnahmen gemäß dem festgelegten Zeitplan noch nicht abgeschlossen sind.

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

4.	ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME.....	48
4.1.	ZIEL	48
4.2.	ANTWORT	48
4.2.1.	ÜBERSICHT STROMQUELLEN.....	49
4.2.2.	KONFORMITÄT DER FUNKTION „RIS-EAS-REZIRKULATION“	50
4.2.2.1	ÜBERPRÜFUNG DER FUNKTION „RIS-EAS-REZIRKULATION“	51
4.2.2.2	UNTERRICHTUNG ÜBER DIE ERGEBNISSE DER ÜBERPRÜFUNG IM RAHMEN DER STÄNDIGEN ARBEITSGRUPPE FÜR UNFALLUNTERSUCHUNGEN DES 4-RP 900.....	52
4.2.2.3	SCHLUSSFOLGERUNG.....	54
4.2.3.	AKTIONSPLAN AUFGLIEDERUNG (PAV)	56
4.2.4.	ZUSÄTZLICHE SYSTEMÜBERPRÜFUNGEN.....	57
4.3.	SCHLUSSFOLGERUNG	60

4. ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

4.1. ZIEL

Im Anschluss an die Ständige Arbeitsgruppe für Leitlinien (GPO) des 4-RP 900 hat die ASN den Antrag CONF Nr. 4 zum Programm für die Überprüfung der grundlegenden Systeme gestellt.

Ziel ist es, die wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme zu identifizieren, deren Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht überprüft wurden oder für die die Betriebserfahrungen ungünstig sind oder deren Ausfall das Risiko einer Kernschmelze im Störfall erheblich erhöhen würde, und ein Programm zur Überprüfung dieser Systeme durchzuführen, um deren Konformität zu überprüfen.

4.2. ANTWORT

Im Rahmen des regelmäßigen Überprüfungsprozesses überprüft EDF alle zehn Jahre die Sicherheit seiner Anlagen und damit auch die Konstruktionsstudien, die den ausgewählten Analysebereichen zugrunde liegen. Dieser Ansatz stützt sich auf nationale und internationale Erfahrungswerte.

So basiert die ursprüngliche Konzeption der Reaktoren auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Sicherungssystemen für Störfälle und Unfälle im Kesselbereich, der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und dann auf Unfälle mit Kernschmelze und Aggressionen ausgeweitet wurde. Dies führte zu einer Überprüfung der Konstruktionsstudien der Systeme, um deren Übereinstimmung mit den in der Sicherheitsnachweisführung berücksichtigten Daten und Annahmen sicherzustellen (z. B. regelmäßige Tests der Lüftungssysteme und zugehöriger Aktionsplan).

Darüber hinaus wurde im Rahmen der Weiterbetriebsgenehmigung nach 40 Jahren ein Programm zur Überprüfung der Qualifikation nach 40 Jahren durchgeführt, um die Gültigkeit der ursprünglichen Auslegungsstudien hinsichtlich der Alterung sicherzustellen (siehe Teil III – Abschnitt 2).

Für die Analyse der REX zu den Systemen stützt sich EDF auf mehrere Informationsquellen, nämlich:

- Die ESS-Konzeption, die sich auf Abweichungen von der Konformität oder Anomalien in den Studien bezieht;
- Zuverlässigkeitsdaten der Anlagen;
- Die Trendanalyse mit probabilistischen Werkzeugen (*Vorreiter*ansatz mit probabilistischen Sicherheitsstudien), die die deterministische Analyse der Ereignisse ergänzt.

EDF hat eine Methode zur Identifizierung der Systeme entwickelt, die im Rahmen der Antwort auf eine Anfrage der ASN während der GPO überprüft werden müssen. Die daraus resultierende Liste umfasst die Systeme zur Kühlung und Sicherung des Reaktorkerns sowie wichtige Unterstützungsfunktionen (siehe Abschnitt 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 Stromquellen;
- Überprüfung der Konformität der RIS-EAS-Umwälzfunktion;
- Aktionsplan Lüftung.

4.2.1. Überprüfung der Stromquellen

Allgemeiner Teil Lager

Nach mehreren Schäden an den elektrischen Anlagen wurde 2017 zusätzlich zur Betriebsüberprüfung im Juni 2016 eine Konstruktionsüberprüfung durchgeführt.

Im Jahr 2019 fand im Rahmen der 4. Periodischen Überprüfung eine spezifische Überprüfung des Lagers CP0 Bugey statt.

Diese Überprüfungen betrafen die Anlagen (Verbrennungsturbine (TAC), Notstromgenerator LLS, Hauptnotstromaggregate, externe Stromquellen) sowie die Untersuchungsmethoden (Berechnung der Zuverlässigkeitsdaten, Wiederherstellung der Wahrscheinlichkeitsmargen usw.). Sie wurden nach drei Schwerpunkten durchgeführt:

- Überprüfung der Konformität mit den Referenzwerten unter Berücksichtigung neu installierter Anlagen, die aufgrund der Erfahrungen nach Fukushima eingebaut wurden;
- Gemeinsame Analyse der Betriebserfahrungen zwischen der DPN und der Konstruktionsabteilung, um mögliche Ursachen aus der Konstruktion abzuleiten;
- Probabilistische Analyse zur Identifizierung sensibler Anlagen, Schwachstellen und Verbesserungsmöglichkeiten.

Zu den im Rahmen dieser Überprüfungen beschlossenen Maßnahmen, die insbesondere das Kraftwerk CP0 Bugey betreffen, gehören:

- Aufstockung der Bestände an Hilfstransformatoren und Ersatzabzweigungen, die im Kernkraftwerk eingesetzt werden können;
- Sanierung des unterirdischen Teils der Energieabflussverbindungen zwischen der RTE-Station und den Blöcken 2 und 3 sowie der unterirdischen Verbindungen der 20-kV-Schleife;
- Verschärfung der technischen Qualifikationsanforderungen für Lieferanten und Wartungsdienstleister von Transformatoren;
- Bessere Berücksichtigung der Lüftung als Trägersystem für Stromquellen in Studien;
- Genauere Modellierung bestimmter Aufgaben in den Modellen zur Unterstützung probabilistischer Sicherheitsstudien.

Zu den im Rahmen der^{4.} Periodischen Überprüfung vorgenommenen Änderungen gehören der Ersatz des Not-Turbogenerators LLS durch den Not-Dieselgenerator (DUS), der an jedem Reaktor installiert ist, sowie die Absicherung des DUS durch den DUS des benachbarten Blocks, was zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromquellen beiträgt.

Was die Hauptdieselmotoren betrifft, so wurden die Konstruktionsanforderungen anhand der Dokumente zu den Sicherheitsanforderungen, der Leistungsbilanz der Dieselmotoren, den Vorschriften für regelmäßige Prüfungen des LHG/LHH-Systems, der Qualifikationsbilanz und der Unterlagen zur Betriebsfortführungsfähigkeit überprüft. Die Prüfung dieser Dokumente zeigt, dass diese Anforderungen erfüllt sind.

Insbesondere die Leistungsbilanz der Dieselmotoren wurde mit einer streng positiven Marge überprüft.

Um einerseits die neuen Verbraucher zu berücksichtigen, die im Rahmen der ^{vierten} regelmäßigen Überprüfung hinzugekommen sind, und andererseits die Margen in der Leistungsbilanz der Dieselmotoren bei Hitzewellen und insbesondere bei Hitzewellen in Verbindung mit einem erschwerenden Faktor (Ausfall eines Dieselmotors) in einer MDTE-Situation zu erhöhen, nimmt EDF zwei Änderungen vor:

- keine Umschaltung der REA-Wasser- und GGR-Pumpen (PNPE0167),
- eine Änderung zur Senkung der Verbrennungslufttemperatur von Dieselmotoren durch Zerstäubung (PNPE0339). In

Anwendung der Vorschrift [CONF-D], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900, spätestens 5 Jahre nach Erlass der RCR, wird EDF mit einem hohen Maß an Zuverlässigkeit die Versorgung aller durch jeden Notstromaggregat versorgten Geräte in allen Situationen der Sicherheitsnachweis erbringt. In diesem Zusammenhang muss die Leistungsbilanz jedes Notstromaggregats

eine Marge von mindestens 5 % aufweisen. EDF wird gegebenenfalls erforderliche Änderungen vornehmen.

Um schließlich die Verlegung neuer Steuerkabel im Zusammenhang mit den baulichen Veränderungen am 4-RP 900 zu ermöglichen, verdichtet EDF bestimmte Kabelwege und verlegt im Rahmen der Projekte PNPE0131 und PNPP0950 in bestimmten Räumen des Elektorraums einen Doppelboden. EDF nimmt außerdem Umverteilungen der Abgänge an bestimmten Schalttafeln vor, um die Leistungsbelastung der 380-V-Niederspannungsschalttafeln auszugleichen (PNPE0044). Diese Änderungen sind Voraussetzungen für bestimmte Änderungen im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des

Abschnitts Die Änderungen

- PNPE0131 „Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuerungs- und Leistungskabelkanäle“,
- PNPP0950 „Einbau von Doppelböden in den Relaisräumen“,

wurden vollständig im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die Auswirkungen dieser Änderungen auf die Dokumentation wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE0167 Band A „Diesel-Leistungsbilanz: keine Neugewichtung der REA-Wasserpumpen“,
- PNPE0167 Band B „Dieselleistungsbilanz: keine Neukalibrierung der GGR-Pumpen“,
- PNPE0044 „Neuzuweisung von Abgängen auf den LL-Tabellen“,

werden derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 abgeschlossen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung PNPE0339 „Leistungsbilanz von Dieselmotoren bei Hitzewellen: Vernebelung“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

4.2.2. Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“

Generischer Teil Lager

Bei einem Leck im Primärkreislauf, das nicht durch das volumetrische und chemische Kontrollsystem (RCV-System) ausgeglichen werden kann, muss zur Kühlung des Reaktorkerns borhaltiges Wasser eingespritzt werden, um den Wasserverlust durch das Leck auszugleichen. Diese Sicherheitsfunktion wird durch das Sicherheits-Einspritzsystem RIS gewährleistet. Um den Druck im Reaktorgebäude zu senken, kann es je nach Größe des Lecks im Primärkreislauf außerdem erforderlich sein, zusätzlich das Sprühsystem des Reaktorbehälters (EAS-System) einzusetzen.

Das für den Betrieb der RIS- und EAS-Systeme erforderliche Wasser wird zunächst aus dem Becken des Aufbereitungs- und Kühlkreislaufs der Schwimmbäder (PTR-System) entnommen. Sobald dieser einen niedrigen Füllstand erreicht, schalten die RIS- und EAS-Systeme automatisch in den „Umwälzmodus“ und saugen das in den Sumpftanks am Boden des Reaktorgebäudes gesammelte Wasser an. Dieser Betriebsmodus der RIS- und EAS-Systeme, im Folgenden als „RIS-EAS-Umwälzfunktion“ bezeichnet, wird längerfristig eingesetzt, um die Restwärme aus dem Reaktorkern abzuleiten.

4.2.2.1 Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“

Im Jahr 2009 führte EDF eine Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rezirkulation“ durch, um die Zuverlässigkeit dieser Funktion in Unfallsituationen, in denen sie erforderlich ist, nachzuweisen und zu begründen. Die Ergebnisse dieser Überprüfung wurden Anfang 2010 an die ASN 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 mit den wichtigsten Analysepunkten einer zweiten technischen Konformitätsprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rezirkulation“, die Ende 2016 stattfand und deren Schlussfolgerungen zum Standort CP0 Bugey in diesem Kapitel vorgestellt werden.

❖ Ziel der Überprüfung

Ziel ist es, die Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rezirkulation“ des Lagers CP0 Bugey im Rahmen des 4-RP 900 nachzuweisen, wobei insbesondere folgende Themen analysiert werden:

- Thema 1: Verstopfung und Terme Source Débris (TSD);
- Thema 2: Vorhandensein von Lufteinschlüssen in den RIS- und EAS-Rohrleitungen und Analyse des Kavitationsrisikos der RIS- und EAS-Pumpen;
- Thema 3: Ergänzende Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rezirkulation“ hinsichtlich der Konformität, insbesondere unter Einbeziehung von Analysen zu den Unterstützungsfunktionen der Funktion „RIS-EAS-Rezirkulation“, zu den Betriebserfahrungen, zu möglichen Abweichungen vom Entwurf und zur Vollständigkeit der regelmäßigen Tests.

❖ Ergebnisse der Überprüfung

Alle im Rahmen dieser Überprüfung durchgeführten Analysen kamen zu dem Ergebnis, dass die Funktion „Ris-Eas-Rezirkulation“ am CP0-Lager in Bugey konform ist.

Insbesondere:

- Die eingehenden Analysen zum Thema „Verstopfung der Sumpffilter“ belegen mit sehr hoher Sicherheit, dass keine Verstopfungsgefahr besteht und die Sumpffilter wirksam sind.
- Eine umfassende Bilanz, die auf der Grundlage konservativer Annahmen erstellt wurde, hat mit sehr hoher Sicherheit ergeben, dass kein Risiko eines Funktionsausfalls der „RIS-EAS-Umwälzung“ durch Kavitation oder Restluftdurchlass in den RIS- und EAS-Pumpen besteht.
- In Bezug auf die Ergänzungen zur Überprüfung der Konformität sind folgende Punkte zu beachten:
 - Die Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Tests der RIS- und EAS-Systeme, die an der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ beteiligt sind, wurde nachgewiesen.

- EDF hat sich bemüht, alle Systeme und Ausrüstungen der ersten Ebene, die bei der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ zum Einsatz kommen, umfassend zu identifizieren und ihre Konformität mit den Anforderungen und ihrer Überwachung im Betrieb nachzuweisen.
- Auf der Grundlage der vollständigen Liste der identifizierten Ausrüstungen wurde eine Analyse aller Erfahrungswerte durchgeführt, die sich direkt oder indirekt auf die Funktion auswirken könnten. „RIS-EAS-Rückführung“ ermöglichte es, zu dem Schluss zu kommen, dass keine latenten Abweichungen vorliegen. Darüber hinaus wurde eine Bilanz der Abweichungen im Zusammenhang mit der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ erstellt, einschließlich einer Analyse der Folgen der kumulierten Abweichungen, die keine Notwendigkeit ergab, die Bearbeitung der Abweichungen, die sich derzeit in der Behebung befinden, 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, wenn sie richtig und konsequent eingesetzt werden, positive Auswirkungen auf die Anlage haben. Dies gilt insbesondere für Maßnahmen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit oder für Risikoanalysen, die zur Sicherheit der Eingriffe beitragen.
- Schließlich ergaben die durchgeführten Analysen keinen Bedarf für zusätzliche Maßnahmen im Rahmen des⁴RP 900 im Hinblick auf die Teilkonformitätsprüfung (ECOT), das ergänzende Untersuchungsprogramm (PIC) oder die Zehnjahresprüfungen (ED).

4.2.2.2 Prüfung der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Gruppe für Unfalluntersuchungen des 4-RP 900

Die Schlussfolgerungen der Überprüfung der beiden Themen „Verstopfung von Sumpffiltern“ und „Risiko eines Umwälzverlusts durch Kavitation in RIS- und EAS-Pumpen“ waren Gegenstand einer Untersuchung im Rahmen der Ständigen Gruppe für Unfalluntersuchungen des⁴RP 900. Im Anschluss an diese Untersuchung hat sich EDF verpflichtet, zusätzliche Begründungen vorzulegen, indem es einen Aktionsplan erstellt, der insbesondere darauf abzielt:

- die in den Unterlagen bewerteten Studienhypothesen zu vertiefen,
- die verschiedenen Spielräume für die Prüfung des Dossiers aufzeigen,
- den Spielraum hinsichtlich des für die Ansaugung der ISBP- und EAS-Pumpen erforderlichen Mindestdrucks (NPSH) zu konsolidieren,
- die ausreichende Kühlleistung der Brennelemente nachzuweisen.

Die ASN hat EDF darauf hingewiesen, dass angesichts der Komplexität der Phänomene, des Stands der internationalen Praxis und der Unsicherheit der Schlussfolgerungen, die aus den von EDF eingeleiteten Maßnahmen gezogen werden könnten, materielle Änderungen gesucht und untersucht werden müssten, um das Risiko einer Fehlfunktion der Rezirkulationsfunktion deutlich zu verringern. EDF antwortete in zwei Punkten:

- Verbesserung des physikalischen Verständnisses der Phänomene:
 - Der Begriff „Schmutzquelle vor den Filtern (TSD)“, der bei 4^{ème} RP 900 für die Qualifizierung der Filter zu berücksichtigen ist, wurde aktualisiert, wobei sowohl für die Menge an faserigem Schmutz als auch für die Gesamtmenge an Partikeln erhebliche Spielräume berücksichtigt wurden.

- Die NPSH-Spanne der ISBP- und EAS-Pumpen auf der Stufe CP0 Bugey ist ausreichend, um ihren Betrieb im Umwälzbetrieb zu gewährleisten:
 - Bei den ISBP-Pumpen hat ein erweiterter Kavitationstest gezeigt, dass diese Pumpen bei einem NPSH-Defizit von - 2,40 mCE ohne Beeinträchtigung funktionieren.
für 2 Stunden. In Anwendung der Vorschrift [CONF-C-IV], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4.RP 900 hat EDF überprüft, dass die ISBP-Pumpen der Reaktoren von Bugey in den ungünstigsten Betriebssituationen für den Umwälzbetrieb geeignet sind, auch wenn die Druckbeaufschlagung des Sicherheitsbehälters nicht genutzt wird. Das Risiko eines Ausfalls einer ISBP-Pumpe durch Kavitation beim Übergang zum Umwälzbetrieb ist ausgeschlossen.
 - Für die EAS-Pumpen wurden Bewertungen der positiven Auswirkungen der Druckbeaufschlagung des Behälters während einer Übergangsphase vom Typ „Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels“ (APRP) durchgeführt.
durchgeführt wurden. Diese Bewertungen zeigen, dass die EAS-Pumpen von Bugey beim Übergang in den Rezirkulationsbetrieb eine deutlich positive NSPH-Marge von deutlich über 0,50 mCE aufweisen.
 - In Anwendung der Vorschrift [CONF-C-IV], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 . RP 900 herausgegeben wurde, hat EDF durch Tests an einer Pumpe überprüft, dass
repräsentativ, die Fähigkeit der Pumpen des Sprühsystems des Reaktorbehälters (EAS) des Kernkraftwerks Bugey, ihre Funktionen in Situationen zu erfüllen, in denen es zu Kavitation kommen kann. Die gewählten Testbedingungen ermöglichen es, die Fähigkeit dieser Pumpen nachzuweisen, ihre Funktion mit und ohne Druckausgleich im Sicherheitsbehälter infolge eines Unfalls mit Verlust des Primärkühlmittels zu erfüllen.
- Was die Fähigkeit betrifft, die Brennstoffelemente nach einem APRP-Ereignis zu kühlen, weisen die Ende 2020 verfügbaren Ergebnisse der integralen Tests erhebliche Abweichungen (mindestens Faktor 4) vom Kriterium auf, wenn keine Microtherm®-Wärmedämmung im nachgeschalteten TSD vorhanden ist und die Menge der PROTECT1000S-Wärmedämmung begrenzt ist.
- Die Filter- und Brennstofftests zeigen keine signifikante chemische Wirkung ohne Microtherm®-Wärmedämmung und bei einer begrenzten Menge an PROTECT1000S-Wärmedämmung.
- Nach Abschluss dieser Analysen wurden die folgenden Änderungen beschlossen, um die Annahmen der Studien und Tests zu gewährleisten:
 - EDF schließt den Austausch der mikroporösen Wärmedämmung vom Typ „Microtherm®“ im Reaktorgebäude (PNRL0946) ab.
 - EDF ersetzt die Faserisolierung vom Typ „Protect 1000S“ aller Hilfsleitungen des Reaktorgebäudes mit einem Durchmesser von mindestens 50 mm (PNRL0947);
 - EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage erforderlichen Ausrüstung unter normalen Bedingungen, bei Zwischenfällen oder Unfällen vereinbar sind, und nimmt gegebenenfalls erforderliche Änderungen vor.

Diese Änderungen und Überprüfungen entsprechen der Vorschrift [CONF-C-III], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 herausgegeben wurde.

- Ergänzend dazu wurden im Rahmen eines Risikominderungsansatzes die folgenden Änderungen beschlossen:
 - EDF bringt Sicherheitsumreifungen an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen an, die die Speicher der Sicherheitsinjektion mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters (PNRL0954). Diese Änderung entspricht der Vorschrift [CONF-C-I], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassen wurde.
 - EDF ersetzt die auf den Primärrohrleitungen und den Primärböden der Dampferzeuger installierten Faserisolierungen, die im Falle eines Bruchs am Fuß des Dampferzeugers Fasern freisetzen können (PNPE0342). EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage erforderlichen Ausrüstung unter normalen, Störfall- oder Unfallbedingungen vereinbar sind, und nimmt gegebenenfalls erforderliche Änderungen vor. Diese Änderung und diese Überprüfungen entsprechen der Vorschrift [CONF-C-II], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 herausgegeben wurde.

In Anwendung der Vorschrift [CONF-C-V], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassen wurde, wird EDF spätestens am 31. Dezember 2024 seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückföhrungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels aktualisieren. Diese Aktualisierung wird die Erkenntnisse aus Filterversuchen berücksichtigen, die unter Bedingungen durchgeführt wurden, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.

4.2.2.3 Schlussfolgerung

Die Arbeiten, die im Rahmen der Funktionsüberprüfung „RIS-EAS-Rückföhrung“ und der Folgemaßnahmen des GPO 4^{ème} RP 900 am CP0-Lager Bugey durchgeführt wurden, haben mit sehr hoher Zuverlässigkeit gezeigt, dass Sicherheitsmargen vorhanden sind und die Systeme und Ausrüstungen, die direkt und indirekt an der Funktion beteiligt sind, ordnungsgemäß funktionieren.

Ergänzend dazu wurden als Reaktion auf die Vorschriften der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4- RP 900:

- EDF hat anhand von Tests an einer repräsentativen Pumpe die Fähigkeit der Pumpen des Sprühsystems (EAS) der Reaktoren des Kernkraftwerks Bugey überprüft, ihre Funktionen in Situationen zu erfüllen, in denen es zu Kavitation kommen kann.
- EDF wird seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückföhrungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels aktualisieren. Diese Aktualisierung wird die Erkenntnisse aus Filtertests unter Bedingungen berücksichtigen, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.
- EDF wird Änderungen vornehmen, um die Annahmen im Zusammenhang mit den Konformitätsstudien der Rückföhrungsfunktion zu gewährleisten (vollständige Entfernung der Wärmedämmung vom Typ Microtherm® und Begrenzung der Menge an Wärmedämmung vom Typ Protect 1000S).

Darüber hinaus wird EDF im Rahmen seiner Maßnahmen zur Risikominderung die Faserdämmung am Fuß der Dampferzeuger durch Metalldämmung (RMI) ersetzen und Sicherheitsumreifungen an der Dämmung bestimmter Rohrleitungen anbringen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands der Lagerung auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNRL0954 „Anbringung von Sicherheitsumreifungen an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in den Block 3 des Kernkraftwerks Bugey spätestens bis Ende 2025 umgesetzt.

Die Änderung PNPE0342 „Ersatz der an den Primärrohrleitungen und Primärböden der Dampferzeuger installierten Faserisolierungen durch Metallisolierungen, die im Falle eines Bruchs am Fuß des Dampferzeugers Fasern freisetzen können“ wird im Rahmen eines spezifischen Programms mit einer Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, die spätestens für Ende 2027 vorgesehen ist.

Die Änderung PNRL0946 „Ersatz der mikroporösen Wärmedämmung vom Typ „Microtherm®“ im Reaktorgebäude, die im Hauptprimärkreislauf im Bereich des Reaktortanks und seiner Durchführungen installiert ist“ wird in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey nicht durchgeführt, da Untersuchungen *vor Ort* bestätigt haben, dass diese Art von Wärmedämmung in den Anlagen des Kernkraftwerks nicht vorhanden ist.

Änderung PNRL0947 „Ersatz der Faserisolierungen vom Typ „Protect 1000S“ für Hilfsleitungen mit einem Durchmesser von 50 Millimetern oder mehr, die bei einem Bruch im Hauptprimärkreislauf Fasern freisetzen können“, wird im Rahmen eines spezifischen Programms mit Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey spätestens bis Ende 2027 umgesetzt.

4.2.3. Aktionsplan zur Belüftung (PAV)

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund

Im Dezember 2007 stellte die ASN im Anschluss an das GP REX 2003-2005 folgenden Antrag:

„Um sicherzustellen, dass die für die dynamische Eindämmung und Klimatisierung der Räume mit EIPS erforderlichen Lüftungsdurchsätze eingehalten werden, fordert die ASN Sie auf, einen neuen „Nullpunkt“ zu schaffen, indem Sie so bald wie möglich für alle in Betrieb befindlichen Reaktoren Folgendes planen:

- *Kontrollen der Position und Blockierung der Ausgleichsklappen der Lüftungsnetze;*
- *Messkampagnen der Lüftungsdurchflussmengen, ähnlich wie dies 2005 an den beiden Reaktoren des Kernkraftwerks Chooz durchgeführt wurde“.*

EDF hat einen Aktionsplan für die Belüftung (PAV) für alle Stufen umgesetzt, dessen Ziel es ist, eine Diagnose, Instandsetzung und Einstellung der Belüftungssysteme durchzuführen, deren Durchflussmenge in den Sicherheitsstudien „Grands Chauds“, „Grand Froid“ oder „Explosion Interne“ bewertet wird und die nicht bereits durch einen regelmäßigen RGE IX-Test kontrolliert werden.

Im Anschluss an den GP Orientations des 4-RP 900 wird die Einführung des PAV für die Stufe CP0 Bugey im Rahmen der 4-periodischen Überprüfung durchgeführt.

Ziel ist es, die Konformität der Lüftungssysteme hinsichtlich ihrer Leistung mit den Anforderungen der Referenzsysteme „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ zu gewährleisten, ohne dass es zu einer Verschlechterung der dynamischen Eindämmung kommt.

❖ Methodik

Das Hauptziel besteht darin, die tatsächliche Leistung von Lüftungssystemen zu charakterisieren und sie mit den erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen zu vergleichen, die im Rahmen der Studien „Grands Chauds“ (hohe Temperaturen), „Grand Froid“ (niedrige Temperaturen) und „Explosion Interne“ (interne Explosion) berechnet wurden. Der für die Leistungsprüfungen festgelegte Lüftungsdurchsatzwert berücksichtigt die Durchsätze, die für Lüftungssysteme erforderlich sind, um die Sicherheitsanforderungen für die Referenzfälle „Hohe Temperaturen“, „Niedrige Temperaturen“ und „Interne Explosion“ zu erfüllen.

Das Verfahren zur Überprüfung der Leistungsfähigkeit von Lüftungssystemen ist in vier Phasen unterteilt :

- ❖ Festlegung der erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen,
- ❖ Durchführung von Leistungsprüfungen an einer Pilotanlage,
- ❖ Analyse der sich daraus ergebenden Entwicklungen durch Vergleich der gemessenen Durchflussmengen mit den erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen,
- ❖ Verallgemeinerung auf alle Stufen der Lagerung der Anpassung der Einstellungen der von den neuen Sicherheitsanforderungen betroffenen Systeme.

❖ Ergebnisse der Studien Festlegung

der erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen

Nach der Analyse der Sicherheitsanforderungen an Lüftungssysteme sind die erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen die ungünstigsten Durchflussmengen, die entweder aus den thermischen Modellen für hohe Temperaturen, den thermischen Modellen für niedrige Temperaturen oder den Studien zur internen Explosion hervorgehen. Nach Abschluss dieser ersten Phase verfügt EDF über die erforderlichen Durchflussmengen und die Betriebsbedingungen für die entsprechenden Lüftungssysteme.

Leistungsprüfungen am Pilotreaktor

Die Leistungsprüfungen der Belüftungen werden an einem Pilotblock durchgeführt. Im Rahmen des⁴RP 900 wurden diese Prüfungen an den Blöcken 2/3 des Kernkraftwerks Bugey für die Stufe CP0 Bugey durchgeführt.

Die Tests werden in zwei Losen durchgeführt:

- Los 1: visuelle mechanische Begutachtung, Reinigung und Instandsetzung der Lüftungssysteme;
- Los 2: Einstellungen, möglichst nahe an den Nenndurchflusswerten, mit den verfügbaren Bauteilen.

Die Lüftungssysteme des Kernbereichs und des konventionellen Bereichs, die Anforderungen hinsichtlich der Referenzwerte für extreme Hitze, extreme Kälte und interne Explosionen erfüllen müssen, wurden Durchflussmessungen unterzogen.

Vergleich zwischen gemessenen und erforderlichen Durchflussmengen

Es wurde ein Vergleich zwischen den erforderlichen Durchflussmengen und den gemessenen Durchflussmengen durchgeführt. Dieser letzte Schritt ermöglichte die Einstellung aller Systeme, die Anforderungen hinsichtlich der Referenzwerte für hohe Temperaturen, niedrige Temperaturen und interne Explosionen erfüllen müssen.

❖ Fazit des PAV

Jedes der Systeme im Perimeter wird einer Diagnosephase unterzogen, die zu einigen Reinigungs- oder Instandsetzungsmaßnahmen zur Leistungsoptimierung führen kann, gefolgt von einer Phase der Wiederherstellung des Gleichgewichts der Lüftungsnetze, falls erforderlich, bei allen Systemen, die Anforderungen hinsichtlich der Referenzsysteme „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ erfüllen müssen. Die Einhaltung der mit den Sicherheitsanforderungen verbundenen Einstellungen wird anschließend durch die Einführung spezifischer Betriebsvorschriften gewährleistet.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Diagnose- und Instandsetzungsarbeiten wurden zwischen 2021 und 2023 am Block 3 von Bugey durchgeführt. Die restlichen Einstellarbeiten werden während der derzeit laufenden zehnjährigen Inspektionsstilllegung des Blocks 3 durchgeführt.

4.2.4. Zusätzliche Überprüfungen der Systeme

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund

Die ursprüngliche Konzeption der Reaktoren basiert auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Sicherungssystemen für Störfälle und Unfälle im Kesselbereich (Auslegungsstörfälle der Kategorien 1 bis 4), der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und dann auf Unfälle mit Kernschmelze und Aggressionen ausgeweitet wurde. Dies veranlasste EDF, die Konstruktionsstudien der Systeme zu überprüfen, um sicherzustellen, dass sie mit den in der Sicherheitsnachweisführung berücksichtigten Daten und Annahmen übereinstimmen.

EDF hat einen ergänzenden Ansatz zur Auswahl der elementaren Systeme definiert, die einer Konstruktionsüberprüfung unterzogen werden müssen. Dieser Ansatz basiert auf einer pragmatischen Sicherheitsüberlegung und wurde anhand von drei Analysebereichen durchgeführt:

- Identifizierung der Systeme, die im Hinblick auf das Risiko einer Kernschmelze von Bedeutung sind;
- Konstruktionsstudien, die seit der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks nicht überprüft wurden;
- Systeme, bei denen die Erfahrungswerte ungünstig sind.

Die im Rahmen dieser ersten Analyse ausgewählten Systeme sind diejenigen, die direkt zur Notkühlung des Reaktorkerns beitragen, d. h. die RIS-, EAS- und ASG-Kreisläufe. Dieser Umfang wurde durch die Systeme ergänzt, die zur Kühlung des Reaktors im Stillstand und zur Zwischenkühlung beitragen, d. h. die RRA- und RRI-Systeme, sowie durch das PTR-System aufgrund seines Beitrags zur Kühlung des Brennelementbeckens.

Die beiden anderen Analysebereiche haben die Systeme im Zusammenhang mit Stromquellen und Lüftungen hervorgebracht, wobei insbesondere die Zuverlässigkeitsdaten der Anlagen, die ESS-Auslegung und der Ansatz berücksichtigt wurden. „Vorläufer“ der EPS.

Darüber hinaus wurden die Kreisläufe der Kaltquelle der Stufe CP0 Bugey in letzter Zeit nicht vollständig überprüft, was EDF dazu veranlasst hat, die Kreisläufe SEB Noria und EAS Rohwasser, SEC und SEB in den Umfang der Überprüfungen des Standorts Bugey aufzunehmen.

❖ Ziel

Die Ziele dieser Überprüfungen sind:

- die Angemessenheit der funktionalen Sicherheitsanforderungen, die sich aus dem Sicherheitsnachweis des 4-RP 900 ergeben, mit ihrer Umsetzung in Kapitel IX der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE),
- die Übereinstimmung der festgelegten Anforderungen an die Konzeption des Sicherheitsnachweises des 4-RP 900 mit den in der EIPS-Liste angegebenen Anforderungen:
 - o mechanische und elektrische Klassifizierung,
 - o elektrische Notstromversorgung,
 - o Erdbebensicherheit,
 - o Qualifizierung für verschlechterte Umgebungsbedingungen und für den Fall einer Kernschmelze.

Zu diesem Zweck wird zunächst eine Bestandsaufnahme der funktionalen Sicherheitsanforderungen und der definierten Konstruktionsanforderungen vorgenommen, die sich aus dem Sicherheitsnachweis für den Serienstart von Bugey 2 ergeben. 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 EIPS überprüft.

❖ Antwort

Alle im Rahmen dieser Überprüfungen durchgeführten Analysen führten zu folgenden Schlussfolgerungen:

- das Programm der regelmäßigen Prüfungen entspricht den funktionalen Sicherheitsanforderungen der Systeme, die im Status 4^{ème}RP überprüft wurden.
- die Übereinstimmung der festgelegten Konstruktionsanforderungen mit der Liste der EIPS des 4-RP 900.

Diese Analysen veranlassten EDF zu folgenden Maßnahmen:

- Aktualisierung des Sicherheitsberichts (RDS), um die definierten Leistungs- oder Konstruktionsanforderungen für die überarbeiteten Systeme genauer zu beschreiben;
- Angleichung der Technischen Betriebsspezifikationen (STE) und der Anlage an die festgelegten Anforderungen in Bezug auf die Wiederbefüllung des ASG-Beckens durch SER-Pumpen (PNRL0901 und PNPP0397);
- Angleichung der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) an die festgelegten Anforderungen für die überarbeiteten Systeme. Insbesondere hat EDF bestimmte Unfallverfahren aktualisiert, um die Existenz von Klassenbegrenzungen zu rechtfertigen (unterschiedliche Einstufung von zwei Rohrleitungsabschnitten an der Schnittstelle). Die Analysen führen auch zu einer Änderung der RGE in Verbindung mit dem PTR-System, um die Entleerung des Brennelementbeckens auf der BR-Seite mit den damit verbundenen Maßnahmen „Isolierung des Transferrohrs“ (PNRL0895) und „Isolierung der Filterleitungen des BR-Beckens“ (PNRL0895 und PNPP0780) zu berücksichtigen.
- Zusätzliche Begründungen für Klassengrenzen, insbesondere zwischen seismischen und nicht seismischen Abschnitten, gegebenenfalls begleitet von *Vor-Ort-Überprüfungen* der Konformität dieser Schnittstellen mit ihren festgelegten Konstruktionsanforderungen, die für 4^{ème} RP 900 gelten;
- Behebung von zwei Abweichungen: „Risiko der Nichtbeständigkeit von SEB-Systemkomponenten bei Erdbeben oder besonderen Übergangsphasen im Reaktorgebäude“ (PNPE0294) und „Erdbebensicherheit der Schaltschränke PTR001 und 003CR in Bugey“ (PNRL0916).

❖ Fazit

Die im Rahmen der Konformitätsprüfungen gemäß Anfrage CONF Nr. 4 durchgeführten Arbeiten ermöglichen es, über einen Referenzrahmen für die Konzeption zu verfügen, der den in der 4^{ème} RP 900 festgelegten Anforderungen entspricht.

Diese Arbeiten ermöglichten es für die Systeme in ihrem Anwendungsbereich:

- die Übereinstimmung des Programms für regelmäßige Tests mit den funktionalen Sicherheitsanforderungen des Referenzsystems der 4^{ème} RP 900 zu überprüfen,
- die Konformität der definierten Anforderungen der EIPS der Stufe CP0 Bugey mit dem Referenzsystem der 4^{ème} RP 900 zu überprüfen,
- gegebenenfalls Weiterentwicklungen des Referenzsystems der definierten Anforderungen 4^{ème} RP 900 vorschlagen, indem die zugehörigen Allgemeinen Betriebsvorschriften in Einklang gebracht werden,
- zwei standortspezifische Konformitätsabweichungen in Bugey zu erkennen und zu beheben.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands auf. [Bilanz](#)

des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE0294 „Behebung der Nichtkonformität SEB NORIA“,
- PNRL0901 „Neufestlegung der Schwellenwerte für den sehr niedrigen Füllstand (NTB) der ETSU-Planen (SER)“,
- PNRL0916 „Ersatz der Schaltkästen PTR 001 und 003 CR“,
- PNPP0397 „Einrichtung des Standortalarms H1 und Änderung des Schwellenwerts für den Blockalarm H1“

wurden vollständig am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPP0780 „Automatisierung der Ablassventile des BR-Beckens“,
- PNRL0895 „Zuverlässigkeitssteigerung der Steuerung des Transferrohrventils zum Schließen bei Durchfluss“,

werden derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4RP 900 noch nicht abgeschlossen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

4.3. FAZIT

Ergänzend zu den bereits im Rahmen des 4RP 900 durchgeführten Überprüfungen (Stromquellen, RIS-EAS-Umwälzfunktion, 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 zur Kühlung und Sicherung des Reaktorkerns sowie wichtige Unterstützungssysteme.

Die Überprüfungen wurden durchgeführt und die daraus resultierenden Maßnahmen wurden am Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Es müssen noch einige Maßnahmen aus der Überprüfung „RIS-EAS-Rezirkulation“ umgesetzt werden, die durch Vorschriften der ASN (Autorité de sûreté nucléaire, französische Behörde für nukleare Sicherheit) geregelt sind, die angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe erlassen wurden.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

ZUSAMMENFASSUNG VON KAPITEL 2

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSPLITTUNG

ABSCHNITT 2: AGGRESSIONEN

ABSCHNITT 3: BRENNSTOFF-POOL

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNschmelze ABSCHNITT 5:
BEHERRSCHUNG KONVENTIONELLER RISIKEN

ABSCHNITT 6: ÜBERGREIFENDE STUDIEN

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES HARDSHELL-TEAMS ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSPLITTUNG

1.	UNFÄLLE OHNE KERNSPLISSUNG	65
1.1.	ZIELE	65
1.2.	ERREICHUNG DER ZIELE	66
1.2.1.	EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLUNTERSUCHUNGEN DURCH EINBEZIEHUNG DER NEUE ERKENNTNISSE	66
1.2.1.1.	STUDIEN IM BEREICH DER DIMENSIONIERUNG	67
1.2.1.2.	STUDIEN IM ERGÄNZENDE BEREICH	72
1.2.1.3.	ZUSÄTZLICHE STUDIEN	76
1.2.1.4.	WAHRSCHEINLICHKEITSSUDIEN ZUR SICHERHEIT (EPS) VON INTERNEN „HEIZKESSLER“-EREIGNISSEN DER STUFE 1	81
1.2.2.	ANSTREBEN VON STRAHLENBELASTUNGEN, DIE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERLICH MACHEN	84
1.2.2.1.	NEUB EWERTUNG DER RADIOLOGISCHEN FOLGEN „KESSLER“	85
1.2.2.2.	NEUB EWERTUNG DER LEISTUNG DER EINSCHLUSSBAUWEISE	87
1.2.2.3.	NEUB EWERTUNG DER STRAHLENBELASTUNG „AUSSEERHALB DES KESSELS“	93
1.3.	SCHLUSSFOLGERUNG	95

1. UNFÄLLE OHNE KERN-SCHMELZUNG

1.1. ZIELE

Das allgemeine Ziel der nuklearen Sicherheit besteht darin, die Bevölkerung und ihre Umwelt zu schützen, indem in Kernkraftwerken ein wirksamer mehrstufiger Schutz gegen radiologische und nichtradiologische Risiken eingerichtet und aufrechterhalten wird.

Im Rahmen des Nachweises der Sicherheit werden die Auslegungsstörfälle und Unfälle sowie die Unfälle im ergänzenden Bereich und die Angriffe einer Analyse ihrer radiologischen Folgen unterzogen, um sicherzustellen, dass die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt infolge dieser Situationen unter Berücksichtigung der Auslegungs- und Betriebsvorschriften nur begrenzte Auswirkungen auf die Bevölkerung und die Umwelt hat. Über diese Situationen hinaus werden auch Unfallszenarien mit Kernschmelze, deren Wahrscheinlichkeit sehr gering ist, untersucht.

Dieses Kapitel befasst sich mit Unfällen ohne Kernschmelze im Zusammenhang mit Störfällen und Unfällen am Kessel, mit Auslegungsbereichen und ergänzenden Bereichen.

Ziel Nr. 1: Einhaltung der Sicherheitskriterien für 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 mehrere Arten von Studien durchgeführt:

- Studien zu den ursprünglichen Auslegungsszenarien des Kessels (Bereich Auslegung),
- Studien zu ergänzenden Dimensionierungsszenarien (Ergänzungsbereich),
- zusätzliche Studien, die sich aus besonderen Begründungen zu zusätzlichen spezifischen Szenarien, Anträgen der ASN (Umsetzungsübung EPR von Flamanville 3 auf die Stufe 900 MWe) oder Studien zur Untermauerung der für den Sicherheitsnachweis gewählten Annahmen ergeben,
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze und zu radioaktiven Freisetzungen, um zusätzliche Maßnahmen zu denen zu ermitteln, die sich aus der ursprünglichen Auslegung der Reaktoren ergeben.

Ziel Nr. 2: Anstreben von radiologischen Folgen, die keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern

Im Rahmen des⁴ RP 900 hat sich EDF zum Ziel gesetzt, die radiologischen Folgen eines Unfalls auf ein Niveau zu begrenzen, das den Schwellenwerten für die Umsetzung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung entspricht, die in der Verordnung vom 20. November 2009 zur Genehmigung der Entscheidung Nr. 2009-DC-0153 der ASN vom 18. August 2009 über die Interventionsstufen in radiologischen Notfällen, deren Werte nachstehend aufgeführt sind:

- eine effektive Dosis von 10 mSv für die Evakuierung,
- eine effektive Dosis von 50 mSv für die Evakuierung,
- eine äquivalente Schilddrüsendosis von 50 mSv bei Verabreichung von stabilem Jod. Zu

diesem Zweck bewertet die 4^e RP 900 neu:

- die radiologischen Folgen von Unfällen im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel,
- die Leistungsfähigkeit der Sicherheitshülle,
- die radiologischen Folgen von Unfällen „außerhalb des Reaktors“.

1.2. ERFÜLLUNG DER ZIELE

1.2.1. EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLSTUDIEN DURCH EINBEZIEHUNG NEUER ERKENNTNISSE

Im 4-RP 900 wurden alle Sicherheitsstudien zu Zwischenfällen, Unfällen und ergänzenden Situationen mit entsprechenden Annahmen wieder aufgenommen:

- für den Reaktorkern und den Brennstoff,
- Betrieb der Blöcke,
- die Entwicklung der Sicherheitsanforderungen,
- Berücksichtigung von Studienabweichungen, die sich auf die Studien der vorherigen Überprüfung

auswirken. Die Studienmethoden konnten seit dem 3-RP 900 außerdem weiterentwickelt werden:

- entweder um Entwicklungen des Stands der Technik zu integrieren
- entweder um von den neuen Methoden zu profitieren, die für den EPR Flamanville 3 entwickelt wurden, wenn sich diese für das Lager CP0 Bugey als relevant erwiesen haben,
- oder um die Sicherheitsmargen wiederherzustellen.

Auf Anfrage der ASN wurden alle Korrekturen an den Studien zum 3-RP 900 berücksichtigt und der ASN mitgeteilt.

1.2.1.1. Studien zum Bereich Dimensionierung**Generischer Teil Lager****❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Der Schutz von Mensch und Umwelt vor den radiologischen Folgen von Unfällen, die bei der Auslegung der Anlage berücksichtigt wurden, selbst wenn diese nur mit sehr geringer Wahrscheinlichkeit eintreten, basiert auf einer Reihe von Sicherheitsbarrieren, die in der folgenden Reihenfolge angeordnet sind:

- die Brennstoffhülle (1-Barriere);
- der Hauptkühlkreislauf des Reaktors (2-Barriere);
- der Sicherheitsbehälter (3-Barriere) und seine Erweiterungen.

Jeder Betriebskategorie (Kategorien 2, 3 und 4 entsprechend der Eintrittswahrscheinlichkeit) werden Ziele hinsichtlich der Integrität der drei Barrieren zugewiesen. Diese Ziele sind abgestuft, sodass die wahrscheinlichsten Betriebsbedingungen mit den strengsten Anforderungen einhergehen.

Zur Integrität der Barrieren kommen folgende Anforderungen hinzu:

- die Nichtverschlechterung eines Betriebszustands hin zu einem schwerwiegenderen Zustand,
- der Betrieb und die Aufrechterhaltung der Anlage in einem sicheren Zustand, in dem die drei grundlegenden Sicherheitsfunktionen dauerhaft gewährleistet sind: die Beherrschung der Reaktivität (Unterkritikalität des Kerns), die Ableitung der Restleistung und die Einschließung radioaktiver Stoffe.

Für die im Rahmen des Auslegungsbereichs untersuchten zufälligen und unvorhergesehenen Transienten (Betriebskategorien 2, 3 und 4) besteht das Ziel darin, anhand der mit dem 4-RP 900 verbundenen Annahmenänderungen nachzuweisen, dass

- die Einhaltung der Sicherheitsgrundsätze,
- die Einhaltung der Sicherheitskriterien im Zusammenhang mit den begrenzenden physikalischen Phänomenen, die es ermöglichen, die Erreichung der allgemeinen Ziele für die drei Sicherheitsbarrieren zu gewährleisten,
- das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands.

❖ Zusammenfassung der Studien

Im Rahmen des 4-RP 900 wurden alle Studien des Bereichs Dimensionierung aktualisiert:

- Unkontrolliertes Zurückziehen der Regelgruppen beim Start,
- Unkontrollierter Rückzug der Leistungsregelungsgruppen,
- Leistungskapazität der Klasse 2 zur Überprüfung der korrekten Dimensionierung der Reaktorschutzvorrichtungen,
- Falsche Positionierung, Herabfallen eines Brennelements oder einer Gruppe von Brennelementen,
- Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure,
- Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses,
- Vollständiger Druckverlust und/oder Auslösung der Turbine,
- Verlust des normalen Speisewassers der GV,
- Fehlfunktion der normalen Speisewasserzufuhr,
- Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung,
- Übermäßige Laststeigerung,

- Vorübergehende Druckentlastung des Primärkreislaufs,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils (OISS),
- Unbeabsichtigtes Anlaufen des Sicherheitsinjektionssystems,
- Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels (APRP) aufgrund eines kleinen Bruchs mit einem Durchmesser von weniger als oder gleich 2,5 cm,
- Erzwungene Verringerung des Primärdurchflusses,
- Entfernung eines Leistungsregelungsbündels (R1GP),
- Kleiner Riss in einer Sekundärleitung,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters,
- Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV) der Kategorie 3,
- Erheblicher Bruch einer Dampfleitung (RTV) der Kategorie 4,
- Erheblicher Bruch einer Trinkwasserleitung,
- Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe,
- RTGV der Kategorie 4 (Bruch eines Dampferzeugerrohrs in Verbindung mit einem blockierten Sekundärventil),
- Auswurf einer Steuerungsgruppe (EDG),
- Falsche Positionierung einer Brennelementkassette im Reaktorkern,
- Unfall beim Umgang mit Brennstoff,
- Unfall beim Umgang mit einem Behälter für abgebrannte Brennelemente,
- APRP Zwischenbremse (APRP BI) der 4-Kategorie.

Die Studien werden nach bewährten Methoden durchgeführt: entweder aus dem 3. RP 900 übernommen oder bereits beim EPR Flamanville 3 oder anderen Reaktortypen des Parks verwendet. Der Einsatz von 3D-Methoden, die häufiger im RP4 900 verwendet werden, ermöglicht dank dreidimensionaler Berechnungen eine bessere Darstellung der Physik der in den Unfallstudien untersuchten Phänomene bei gleichbleibendem Strafniveau. Eine weitere wichtige Änderung betrifft die Korrelation des kritischen Flusses, dessen Entwicklung eine bessere Charakterisierung des Brennstoffverhaltens in Bezug auf das physikalische Phänomen der Siedekrise ermöglicht. Eine grundlegende Annahme betrifft schließlich die Berücksichtigung der Auswirkungen der Verformung der Brennelemente in den Studien. Unter der kumulierten Wirkung von hydraulischen und mechanischen Belastungen, Strahlung und Temperatur verformen sich die Brennelemente seitlich. Dieses Phänomen führt zu einer Vergrößerung der Wasserschichten zwischen den Brennelementen, deren neutronische und thermohydraulische Auswirkungen auf die Studien des Auslegungsbereichs bewertet und in die endgültige Bilanz der Sicherheitsmargen des 4. RP 900 integriert werden.

Die wichtigsten Entwicklungen, die sich aus den Annahmen des 4-RP 900 ergeben sind folgende:

- Im Rahmen der Behebung von Planungsfehlern:
 - Erhöhung der Durchflussmenge der Regelventile VCD-a (PNPE0141): Diese Änderung trägt zur Beseitigung der Studienanomalie „*Unvollständigkeit der Methode zur Berechnung des ASG-Wasserverbrauchs durch Enthalpiebilanz*“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den Phasen C der Studien auswirkt (die Phase C der Studien umfasst den Zeitraum zwischen der ersten manuellen Aktion und dem Erreichen des sicheren Zustands).
 - Wiederbefüllung der ASG-Plane über den Löschwasserkreislauf JP (PNPP0864 Bände A und B): Diese Änderung trägt zur Behebung der Studienanomalie „*Unvollständigkeit der Methode zur Berechnung des ASG-Wasserverbrauchs durch Enthalpiebilanz*“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den Phasen C der Studien auswirkt.
 - Installation eines Bohrmessgeräts an der RCV-Entladung (PNPP0797): Diese Änderung ermöglicht die Behebung der CNS-Anomalie in den API/APR-Verdünnungsstudien und wird auch in der AN/RRA-Verdünnungsstudie bei ausgeschalteten Primärpumpen berücksichtigt.
- Im Rahmen des 4- RP 900 (Änderungen aus anderen Themen der Überprüfung, die in den Studien des Bereichs Dimensionierung berücksichtigt wurden):
 - Ersatz der SEBIM-Ventilköpfe des Druckhalters in den Blöcken CP0 im Zustand VD4 (PNPP0595): Diese Änderung zielt darauf ab, die Entlastungsleistung der Ventilköpfe des Druckhalters bei niedrigem Wasserdruck zu erhöhen.
 - Verallgemeinerung der Hafnium-Absorbercluster im Referenzsystem für 4^{ème} RP 900: Diese Änderung ist eine Eingangsgröße für Unfallstudien. Sie zielt darauf ab, die Fluenz im Behälter zu begrenzen (siehe Teil III, Abschnitt 1, § 1.2.2.1).
 - Verbesserung der Zuverlässigkeit des RRI-Systems: Um die Zuverlässigkeit des RRI-Systems im Falle eines Erdbebens zu erhöhen, wurden die manuellen Maßnahmen zur Isolierung des nicht seismischen gemeinsamen Abschnitts automatisiert oder durch den Einbau einer Rückschlagklappe (PNPE0256) überflüssig gemacht.

Insgesamt führt EDF im Rahmen des 4-RP 900 folgende Änderungen durch, um die mit den Studien des Bereichs Dimensionierung verbundenen Ziele zu erreichen:

- Weiterentwicklung des SIP-Schutzsystems (PNPP0873): Diese Änderung ermöglicht die Anpassung der ΔT_{te} - und ΔT_{sp} -Schutzvorrichtungen, die durch die Studien zur Leistungskapazität der Klasse 2 dimensioniert wurden, sowie des durch die Studie RTV 100 % Pn geänderten BPVA-Schwellenwerts.
- Erhöhung der Borkonzentration der PTR- und REA-Bore-Abdeckungen und des erforderlichen REA-Bore-Volumens (PNPE0159): Diese Änderung resultiert aus Untersuchungen zur Reaktivitätskontrolle im Stillstand.
- Senkung des Fülldrucks der UO2-Stäbe in neuen Brennelementen: Diese Änderung ermöglicht eine komfortablere Sicherheitsmarge hinsichtlich der Brennstoffphänomene im Zusammenhang mit der APRP BI-Studie.
- Änderung der Alarmblätter, die in der Studie zur unkontrollierten Verdünnung von Borsäure bei voller Reaktorleistung ausgewertet wurden, und Änderung der Verfahren für Zwischenfälle/Unfälle, die nach dem in diesen Alarmblättern geforderten manuellen Reaktorstillstand angewendet werden, um die Verdünnungsquelle endgültig zu isolieren und anschließend die Borsäurebehandlung des Primärkreislaufs sicherzustellen.
- Einschränkung des Steuerungsbereichs bei gerader Flanke CP0 (PNPP0838): Durch diese Änderung kann der Bereich 2 CYCLADES auf + 18 % PN in ΔI eingeschränkt werden.

Was die Studien angeht, werden in Phase B folgende Ergänzungen vorgenommen:

- für den Unfall von R1GP der Fall mit verspäteter automatischer Reaktorabschaltung (AAR),
- für den Unfall von EDG der Fall ohne AAR durch $d\phi/dt$ und die Anwendung der im Rahmen der Ständigen Reaktorgruppe „*Kriterien für die Beständigkeit von Brennelementen*“ von 2017 definierten Kriterien,
- für den RTV-Unfall bei 100 % Pn, den Fall mit und ohne Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE),
- für die OISS-Übergangsphase, der Fall einer Schnittstellenverletzung durch die Sicherheitsinjektion,
- für den Aspekt der Verformung der Baugruppen die Elemente zur Berücksichtigung der neutronischen und thermohydraulischen Auswirkungen.

Schließlich führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 herausgegebenen Vorschriften ergänzende Studien zu den folgenden drei Themen durch:

- In Anwendung der Vorschrift [Studie-A] hat EDF für die Reaktoren des Kernkraftwerks Bugey die Zeit bewertet, die der Betreiber benötigt, um den ersten Eingriff zur Unterbrechung der Verdünnung während der folgenden Übergangsphasen durchzuführen:
 - Verdünnung durch Rohrbruch des Wärmetauschers des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP) im Stillstand für Eingriffe (API) und im Stillstand für Nachfüllungen (APR);
 - Verdünnung durch Rohrbruch des nicht regenerativen Wärmetauschers (ENR) im normalen Stillstandszustand „AN/RRA“ bei abgeschalteten Primärpumpen.

Im ersten Szenario ermöglicht die Änderung hinsichtlich der Streichung der Warteschleife für die Evakuierung des Reaktorgebäudes (BR) in den Unfallanweisungen (APE) eine erhebliche Verkürzung der Reaktionszeit des Bedienpersonals; sie wurde daher als relevant für die Sicherheit der Anlage eingestuft. Mit der Streichung dieser Wartezeit entspricht die geschätzte Zeit für die Isolierung der Verdünnungsquelle in etwa der vereinbarten Zeit und bleibt unter der Zeit bis zur kritischen Rückkehr. Unter diesen Umständen erweist sich die Studie des Sicherheitsberichts insgesamt als ausreichend und wird daher nicht mit einer neu bewerteten Reaktionszeit des Bedieners aktualisiert.

Im zweiten Szenario entspricht die geschätzte Verzögerung in etwa der vertraglich vereinbarten Verzögerung und liegt weiterhin unter der kritischen Rücklaufzeit, sodass die Referenzstudie im Sicherheitsnachweis nicht in Frage gestellt wird.

- In Anwendung der Vorschrift [Studie-B] wird EDF bis spätestens 31. Dezember 2024 in einem experimentellen Verfahren die Gültigkeit der kritischen Strömungskorrelation bewerten, die am Rand der verformten Baugruppen verwendet wird. Zum gleichen Zeitpunkt wird EDF das Arbeitsprogramm festlegen, das durchgeführt werden soll, um die Erkenntnisse aus diesem experimentellen Ansatz zu berücksichtigen, sowie den entsprechenden Arbeitsplan. EDF hat der ASN im Juni 2021 ein detailliertes Programm der durchzuführenden Testkonfigurationen übermittelt.
- In Anwendung der Vorschrift [Étude-D] hat EDF Tests durchgeführt, um die Knickgrenze der Brennelementgitter in einer realistischeren Konfiguration als auf dem historischen Prüfstand zu charakterisieren. Die Ergebnisse wurden genutzt, um das mechanische Verhalten der Brennelemente bei einem Kühlmittelverlustunfall der Kategorie IV in Verbindung mit einem gleichzeitig auftretenden Erdbeben zu bewerten. Diese Bewertung stellt die Kühlleistung des Reaktorkerns oder die Kontrolle seiner Reaktivität durch Fallenlassen der Brennelemente nicht in Frage und veranlasst EDF, die betreffenden Sicherheitsberichte zu aktualisieren, um die Erkenntnisse aus der TTS der 4-periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe

❖ Fazit

Abschließend wurden alle Unfallstudien des Bereichs Dimensionierung unter Berücksichtigung der im Rahmen des Referenzsystems des 4-RP 900 definierten Annahmen erneut geprüft. Die Einhaltung der Sicherheitskriterien ist für alle durchgeführten Studien gewährleistet.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist hinsichtlich des Zustands keine Besonderheiten auf. [Bilanz](#)

des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0864 Band B „Verbesserung der Überwachungsmittel für den Füllstand der JP*-Behälter“ wurde vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die Auswirkungen dieser Änderung auf die Dokumentation wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE0141 „Erhöhung der Durchflussmenge der Regelventile VCD-a“,
- PNPE0159 „Erhöhung der Borkonzentration der PTR- und REA-Laken und des REA-Borvolumens“,
- PNPE0256 „Zuverlässigkeit des RRI-Systems“,
- PNPP0595 „Ersatz der SEBIM-Ventilköpfe“,
- PNPP0838 „Einschränkung des Steuerbereichs an der rechten Flanke“,
- PNPP0864 Band A „Wiederbefüllung des Tanks des Notversorgungssystems der ASG-Dampferzeuger durch die Brandschutzsysteme JP*“,
- PNPP0873 „Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte“,
- Allgemeine Einführung von Hafnium-Absorberbündeln im Referenzsystem in Verbindung mit 4^{ème} RP 900,
- Alarmblätter zur Leistungsverdünnung,

werden derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 abgeschlossen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung „UO2-Stäbe mit auf 16 bar reduziertem Fülldruck“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Beladung eines ersten Drittels des Kerns im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey während der derzeit laufenden zehnjährigen Inspektionsstilllegung und eine effektive Änderung des gesamten Kerns zwei Stilllegungen später vorgesehen sind.

Die Änderung PNPP0797 „Installation eines Bohrmessgeräts am Auslass des chemischen und volumetrischen Kontrollsystems (RCV)“, die im Vorfeld des 4-RP 900 beschlossen wurde, wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wird jedoch erst nach Abschluss weiterer Studien, die derzeit auf der 900-MW-Ebene durchgeführt werden, in Betrieb genommen. In der Zwischenzeit werden die bereits im Zustand VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Zustand VD4 fortgesetzt und ermöglichen die Beherrschung der zufälligen Übergangsphasen der homogenen Verdünnung im Stillstand.

1.2.1.2. Studien zum ergänzenden Bereich

Allgemeiner Teil Stufe

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Die deterministische Überprüfung der ursprünglichen Auslegung einer Anlage wird durch eine Überprüfung des Sicherheitsniveaus auf der Grundlage probabilistischer Sicherheitsstudien (EPS) ergänzt, mit denen plausible Szenarien für Mehrfachausfälle identifiziert werden können.

Der ergänzende Bereich untersucht ergänzende Betriebsbedingungen (CFC) zu den Auslegungsbedingungen, um das Risiko zu verringern.

Diese CFC stützen sich auf ergänzende Bestimmungen (DC), die dazu dienen, die Folgen solcher kumulierten Ausfälle akzeptabel zu machen. Die thermohydraulische und/oder neutronische Untersuchung, die sich auf eine ergänzende Betriebsbedingung stützt, ermöglicht es, die Wirksamkeit der ergänzenden Maßnahme hinsichtlich der Verhinderung einer Kernschmelze nachzuweisen. Sie überprüft die Akzeptanzkriterien der Auslegungsbetriebsbedingungen der 4-Kategorie oder der Entkopplung.

❖ Zusammenfassung der Studien

Der Prozess zur Ermittlung ergänzender Maßnahmen gliedert sich in drei Schritte:

- Identifizierung potenzieller ergänzender Maßnahmen, d. h. der spezifischen Systeme oder Funktionen, die in der EPS der Stufe 1 verwendet werden;
- Identifizierung der mit den potenziellen Maßnahmen verbundenen Funktionssequenzen: Jede potenzielle ergänzende Maßnahme ist mit einer Gruppe von Elementarsequenzen der EPS der Stufe 1 verbunden (d. h. die zur Kernschmelze führen).
- Bestimmung der ergänzenden Anordnungen: In diesem Schritt werden die ergänzenden Anordnungen bestimmt, mit denen sich signifikante Risiken reduzieren lassen. Zu diesem Zweck wird die Häufigkeit der Funktionssequenz ohne die ergänzende Anordnung mit dem Referenzwert von etwa 10^{-7} / Jahr pro Reaktor verglichen, der in Übereinstimmung mit den probabilistischen Zielen definiert wurde:
 - Wird der Referenzwert ohne die Umsetzung der potenziellen zusätzlichen Maßnahme eingehalten, ist die Notwendigkeit dieser Maßnahme für die Risikominderung nicht nachgewiesen; in diesem Fall wird die potenzielle zusätzliche Maßnahme nicht berücksichtigt.
 - Wird der Referenzwert ohne Umsetzung der potenziellen zusätzlichen Maßnahme überschritten, kann die Notwendigkeit der zusätzlichen Maßnahme von Fall zu Fall anhand der Akzeptanz der eingegangenen Risiken beurteilt werden.

Alle Studien des ergänzenden Bereichs werden im Rahmen des 4-RP 900 aktualisiert.

Die Durchführung all dieser Studien führt zu einer Aktualisierung der Liste der ergänzenden Betriebsbedingungen und ergänzenden Bestimmungen. Die Materialien, Informationen oder Systeme, die eine im Rahmen der Studien des ergänzenden Bereichs erforderliche Funktion gewährleisten, werden anschließend in den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) aufgeführt.

Darüber hinaus wird überprüft, ob diese Ausrüstungen die Anforderungen hinsichtlich Einstufung und Qualifizierung erfüllen, die sich aus ihrer Bewertung in diesen Studien ergeben.

Die folgende Tabelle listet die ergänzenden Bestimmungen auf, die für den ergänzenden Bereich des 4-RP 900 Phase A mit der entsprechenden ergänzenden Betriebsbedingung ausgewählt wurden.

Zusatzbetriebsbedingung	Zusatzbestimmungen
Übergangsweise bei Ausfall des AAR (ATWS): Vollständiger Verlust des normalen Kühlwassers in Verbindung mit einer mechanischen Blockierung von 3 Clustern	Manuelle Inbetriebnahme einer Primärborierung
Vorübergehende Störung mit Ausfall des AAR (ATWS): Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils in Verbindung mit einer mechanischen Blockierung von 3 Clustern	Manuelle Inbetriebnahme einer Primär-Borikation
Vorübergehende Störung mit Ausfall des AAR (ATWS): Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung in Verbindung mit dem Ausfall der AAR-Leistungsschalter	Neues Notfall-Signal
Vorübergehender Ausfall des AAR (ATWS): Vollständiger Ausfall der normalen Wasserversorgung in Verbindung mit einem vollständigen Ausfall des AAR	Lokale Auslösung der RAM-Gruppen
Vollständiger Ausfall der Wasserversorgung der GV in RP	Manuelle Inbetriebnahme der offenen Speisung
Vollständiger Ausfall der Kältequelle (H1) in RP und AN/GV	Manuelle Isolierung des Rücklaufs Nr. 1 der GMPP und der RCV-Leitung mit Null-Durchfluss Automatische Isolierung der RCV-Entladung Manuelle Nachspeisung der ASG-Dichtung durch SER Manuelle Inbetriebnahme einer Primärverriegelung Automatische Abschaltung der GMPP bei Überhitzung der Lager und Anschläge der Motoren
Kumulierte Primärunterbrechung bei Ausfall des ISHP im Betrieb	Maximale Kühlung
Primärbruch in AN/GV	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Primärbruch in AN/RRA	Manuelle Inbetriebnahme des ISBP
Verlust oder Lücke RRA und Ausfall der automatischen Nachspeisung in API NF (nicht geschlossen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Primärzusatzheizung Manuelle Isolierung der Verbindung RRA-RCV Manueller Übergang zur Umwälzung
Totalausfall des RIS oder des EAS im Umluftbetrieb nach einem Primärbruch in RP, AN/GV und AN/RRA	Gegenseitige Notversorgung von ISBP oder EAS
Totalausfall der Stromversorgung (H3) mit Notversorgung der Einspritzung an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV	Einspritzung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Messungen Manuelle Wiederherstellung der ASG-Batterie durch SER

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Zusätzliche Bestimmungen
Totalausfall der Stromversorgung (H3) mit Ausfall der Testpumpe, was zu einem Leck an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV führt	Primäre Nachspeisung durch RCV, gespeist durch TAC Elektrische Nachspeisung der für den Betrieb der GV erforderlichen Messungen Manuelle Nachspeisung der ASG-Wanne durch SER Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die EAS-ND-Pumpe, die vom DUS gespeist wird Manuelle Isolierung der Rücklaufleitung der Dichtungen der Primärpumpen
Totalausfall der Stromversorgung (H3) mit Ausfall der Testpumpe, was zu einer Undichtigkeit an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Durchführung der GV erforderlichen Messungen Manuelle Wiederherstellung der ASG-Abdeckung durch SER Primäre Versorgung durch die EAS-ND-Pumpe, die vom DUS gespeist wird
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) bei Stillstand für Eingriff, Primärkreis nicht ausreichend geöffnet	Inbetriebnahme einer Primärunterstützung durch den RCV des benachbarten Blocks Manuelle Isolierung der Verbindung RRA-RCV Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) bei Stillstand für Eingriffe, Primärkreis ausreichend geöffnet	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Zusatzversorgung für den Primärkreis Inbetriebnahme einer Primärzusatzversorgung durch das RCV des benachbarten Blocks
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) bei normalem Stillstand auf RRA	Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der ASG-Abdeckung durch SER
Ausfall der Schalttafeln LHA und LHB durch Gleichtaktmodus (DCC-LH), was zu einem Leck an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV führt	Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Messungen Manuelle Wiederherstellung der ASG-Abdeckung durch SER Primäre Versorgung durch die EAS-ND-Pumpe, die vom DUS gespeist wird Manuelle Isolierung der Rücklaufleitung der Dichtungen der Primärpumpen Automatische Abschaltung der GMPP bei Überhitzung der Lager, Anschläge und Motoren
Ausfall der Schalttafeln LHA und LHB durch Gleichtaktmodus (DCC-LH) in RP und AN/GV	Einspritzung in die Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Zuverlässigere Einspritzung an den Dichtungen der Primärpumpen Manuelle Nachspeisung des ASG-Behälters durch SER
Ausfall der Schalttafeln LHA und LHB durch Gleichtaktmodus (DCC-LH) in AN/RRA	Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Messungen Manuelle Wiederherstellung der ASG-Abdeckung durch SER

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Zusätzliche Bestimmungen
Ausfall der Schalttafeln LHA und LHB durch gemeinsamen Modus (DCC-LH) in API NSO (Stillstand wegen Eingriff, Primärkreis nicht ausreichend geöffnet)	Inbetriebnahme einer Primärzusatzversorgung durch den RCV des benachbarten Blocks Manuelle Isolierung der Verbindung RRA-RCV Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Messungen
Ausfall der Schalttafeln LHA und LHB durch Gleichtaktmodus (DCC-LH) in API SO (Stopp für Eingriff, Primärkreis ausreichend offen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Zusatzversorgung für den Primärkreis Inbetriebnahme einer Primärzusatzversorgung durch den RCV des benachbarten Blocks

Es ist zu beachten, dass bestimmte zusätzliche Betriebsbedingungen die im 4-RP 900 umgesetzten materiellen Änderungen berücksichtigen, insbesondere:

- PNPE0152: Ersatz des Not-Turbogenerators LLS durch den DUS. Diese Änderung ermöglicht eine zuverlässigere Notstromversorgung, die die Wiederinbetriebnahme einer RIS-Pumpe in den Situationen H3 und DCC-LH ermöglicht.
- PNPP0811: Die in [Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7](#) beschriebene EAS-ND-Anordnung.
- PNRL0894: Ersatz der Temperatursonden der Kältezweingleitung durch Modelle, die für den Einsatz unter verschlechterten Umgebungsbedingungen im Behälter qualifiziert und betriebsfähig sind, um ihre Nutzung in 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 Handhabung von H3/DCC-LH-Übergangsphasen, die in Kapitel VI der RGE integriert ist;
- Einführung einer Demonstration der Reaktionsfähigkeitskontrolle in die Studien des Ergänzungsbereichs.

Im Rahmen der Phase A setzt EDF eine Strategie zur Steuerung der Übergänge H3/DCC-LH um, die darauf ausgelegt ist, zwei gegensätzliche Effekte im Zusammenhang mit der Primärtemperatur zu bewältigen: Einerseits begünstigt eine Senkung der Temperatur des Primärkreislaufs die Erhaltung der Dichtungen der GMPP und damit den Wasserbestand im Falle eines Einspritzverlusts unter Berücksichtigung des Phänomens der hydrothermischen Korrosion. andererseits ist die Aufrechterhaltung einer hohen Primärtemperatur günstig für die Unterkritikalität des Kerns. Der Wert von 240 °C ist der von EDF für Phase A festgelegte Kompromiss. Ergänzende Studien haben es ermöglicht, die Reaktivitätskontrolle in H3- und DCC-LH-Situationen mit IJPP durch eine Kühlung auf 190 °C zu überprüfen. Im Rahmen der Phase B wird EDF daher die Handhabung der Situationen H3 und DCC-LH mit IJPP des ergänzenden Bereichs weiterentwickeln und eine Temperaturstufe von 190 °C beibehalten, um die Einhaltung der Akzeptanzkriterien zu gewährleisten.

Diese Betriebsstrategie berücksichtigt das gute Verhalten der GMPP-Dichtungen, deren Technologie gegenüber dem ursprünglichen Entwurf weiterentwickelt wurde (Dichtungsscheiben Nr. 1 aus Siliziumnitrid und Hochtemperatur-O-Ringe) und die seit 2015 an Dichtungsblöcken getestet wurden, auf einer Versuchsanlage, unter Druck- und Temperaturbedingungen, die denen in den Rohrleitungen bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung entsprechen, mit neuen Dichtungen und Dichtungen mit simulierter Alterung getestet wurden.

❖ Fazit

Mit der Umsetzung der oben aufgeführten Ergänzungsbestimmungen, die im Rahmen des 4-RP 900 beschlossen wurden, erfüllen alle Studien des Ergänzungsbereichs, die im Rahmen des 4-RP 900 durchgeführt wurden die Sicherheitskriterien, indem sie die neuesten Erkenntnisse berücksichtigen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist hinsichtlich des Zustands „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderungen der Allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit der Integration neuer Zusatzbestimmungen, die im Rahmen der⁴ RP 900 Phase A identifiziert wurden, werden derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei der Rest während der derzeit laufenden zehnjährigen Inspektion des Blocks 3 erfolgt. Der endgültige Sicherheitsbericht wird entsprechend aktualisiert.

Die Änderungen:

- PNPE0152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator durch eine Notstromversorgung mit Diesel“,
- PNPP0811 „Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspritzung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNRL0894 „Ersatz der Temperatursonden des Primärkreislaufs im Kaltzweig“,

werden derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4RP 900 noch nicht abgeschlossen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

1.2.1.3. Zusätzliche Studien

Allgemeiner Teil Lager

Ergänzend zu den Studien zur ursprünglichen Dimensionierung und denen zum ergänzenden Bereich werden zusätzliche Studien durchgeführt, um die Sicherheit der Reaktoren zu verbessern.



Spezifische Begründungsstudien

Bestimmte physikalische Phänomene oder Unfallsituationen, die die ordnungsgemäße Erfüllung der Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen können, jedoch bei der Auslegung nicht berücksichtigt wurden und nicht durch die ergänzenden Betriebsbedingungen abgedeckt sind, haben zur Umsetzung spezifischer materieller oder betrieblicher Maßnahmen geführt. Das allgemeine Ziel der besonderen Begründungsstudien besteht darin, die Robustheit der Anlage gegenüber diesen physikalischen Phänomenen und Unfallsituationen unter Berücksichtigung der umgesetzten materiellen und betrieblichen Maßnahmen zu bewerten.

Anlässlich des 4-RP 900 wurden folgende spezifische Begründungsstudien (EJP) durchgeführt:

- Studien zur Wechselwirkung zwischen Kernbrennstoff und Hüllrohre (IPG), die die zulässigen Dauerbetriebszeiten bei mittlerer Leistung (FPPI) festlegen;
- Untersuchung eines Unfalls mit Verlust von Primärkühlmittel aufgrund eines doppelt diskutierten Guillotinebruchs (APRP 2A mit A im Rohrleitungsabschnitt);
- Heterogene Verdünnung aufgrund des APRP BI;
- Homogene Verdünnung durch doppelt diskutierten Bruch eines Rohrs des Wärmetauschers des Primärpumpen-Dichtungskreislaufs (CEPP).

○ IPG

Das Ziel der IPG-Studien ist es, die zulässigen FPPI-Dauern zu bestimmen, die gewährleisten, dass es bei Übergangsphänomenen der Kategorie 2 nicht zu einem Bruch der Ummantelung kommt.

Das Ziel besteht darin, einen Ansatz zu implementieren, mit dem Zyklen abgedeckt werden können, bei denen die Anzahl der neu befüllten Baugruppen hinsichtlich des IPG-Risikos variabel ist (sogenannte „variable“ Nachfüllungen). Der Ansatz „IPG-Variabilität“ wird in den Studien IPG 4^{ème} RP 900 erläutert. Er basiert auf der Bewertung der linearen Leistungen im Normalbetrieb und bei Übergangsphasen der Kategorie 2 durch statische 3D-Berechnungen. Der thermomechanische Teil ermöglicht die Ermittlung der Bruchleistungsbereiche. Die Bilanz der IPG-Margen wird anhand der lokalen Differenz zwischen der Bruchleistung und der linearen Leistung der Übergangsphasen der Kategorie 2 erstellt.

In bestimmten Konfigurationen führt die Variabilität der im 4-RP 900 eingesetzten Nachfüllungen zu einer leichten Beeinträchtigung der IPG-Margenbilanz, die mit dem Referenzplan des Managements bewertet wurde. Die Auswirkungen der Variabilität der CYCLADES-Brennstoffmanagementkampagnen bleiben begrenzt.

○ APRP 2A

Die für die Untersuchung der doppelt diskutierten Guillotine-Lücke (APRP 2A) zu überprüfenden Kriterien sind diejenigen der APRP der Kategorie 4. Sie dienen einerseits dazu, die Integrität der 3^{dritten} Barriere zu gewährleisten und andererseits die Geometrie des Kerns zu erhalten, um die Kühlung des Brennstoffs zu ermöglichen und so eine erhebliche Beschädigung des Kerns zu vermeiden.

Die Studie behandelt die viel diskutierte doppelte Sicherheitslücke (APRP 2A) mit realistischen Annahmen und Methoden.

Die maximale Temperatur des Mantels, die in 4^{ème} RP 900 bestimmt wurde, in Verbindung mit einem kontrollierten maximalen Verformungsgrad des Mantels ermöglicht die Einhaltung der Kriterien.

○ Heterogene Verdünnung, die mit dem APRP BI verbunden ist

Das Sicherheitsziel dieser Studie besteht darin, sicherzustellen, dass es nach dem Phänomen der inhärenten heterogenen Verdünnung in APRP BI nicht zu einer Rückkehr zur Kritikalität kommt. Im Rahmen der EPR-FLA3-Studien wurde ein Ansatz zur Untersuchung des inhärenten heterogenen Verdünnungsunfalls entwickelt und umgesetzt. Die inhärente heterogene Verdünnung im APRP BI wird ebenfalls für den in Betrieb befindlichen Park mit dieser Methodik 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 Studie zeigt, dass die in APRP BI, Referenzsystem 4^{ème}RP 900, Brennstoffmanagement CYCLADES inhärente heterogene Verdünnungssequenz nicht zu einer Rückkehr der Kritikalität des Kerns führt, da die erhöhte Bor-Konzentration im PTR-Behälter (PNPE0159) genutzt wird.

Es wurde eine Sensitivitätsstudie unter Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass die Schlussfolgerung, dass beim Durchgang eines Klarwasserstopfens keine kritische Rückführung des Kerns stattfindet, auch unter Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors robust ist.

Es wurde auch eine lokale thermohydraulische Analyse durchgeführt, um die Empfindlichkeit gegenüber dem Volumen des Pfropfens zu untersuchen. Die neutronische Analyse besteht darin, eine statische neutronische Berechnung durchzuführen, wenn das Kriterium der Entkopplung am Reaktoreingang hinsichtlich der kritischen Borkonzentration nicht erfüllt ist. Die Ergebnisse dieser Studie:

- kommen zu dem Schluss, dass bei großen Volumina der Blase mit einer erheblichen Sicherheitsmarge keine kritische Rückführung des Kerns erfolgt.
- belegen ebenfalls das Fehlen eines Klippeneffekts: Die Schlussfolgerung, dass der Kern nicht umkehrbar ist, ist robust gegenüber der Änderung eines Hauptparameters des Übergangs, nämlich dem Volumen des Pfropfens.

Ergänzende Szenarien, bei denen die Anzahl der Stopfen, die Kinetik des Stopfenausstoßes (Kinetik der Wiederaufnahme des natürlichen Kreislaufs) und die zeitliche Verzögerung ihres Ausstoßes in den Behälter variieren, zeigen auf der Grundlage neutronenkinetischer Berechnungen, dass bei diesem Unfall mit heterogener Verdünnung gemäß APRP BI in den Reaktoren der Stufe CP0 Bugey keine Schäden am Brennstoff auftreten und die Fähigkeit zur Kühlung des Reaktorkerns nicht beeinträchtigt wird.

- Homogene Verdünnung durch doppeltes Aufbrechen eines Rohrs des Wärmetauschers des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP)

Derzeit wird ein Studienprogramm durchgeführt, um das Szenario einer homogenen Verdünnung durch einen doppelt diskutierten klaren Bruch eines Rohrs des Wärmetauschers des Primärpumpen-Dichtkreislaufs (CEPP) in den Sicherheitsnachweis für die 900-MWe-Stufe zu integrieren für die Zustände „Reaktor unter Volllast“ und „Normalabschaltung“ unter Anwendung der Regeln und Kriterien der Kategorie 4 des Auslegungsbereichs zu integrieren. Was das Risiko einer Verdünnung durch Leckage oder Bruch eines Rohrs des CEPP-Wärmetauschers betrifft, wird EDF eine materielle Änderung (PNPE0189) vornehmen, die eine chemische Probenahme stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers ermöglicht, um regelmäßig die Integrität dieses Wärmetauschers zu überprüfen.

❖ Übertragung der Situationen und Betriebsfristen des EPR Flamanville 3

Diese Studien ermöglichen es, das Verhalten der Reaktoren der Stufe CP0 Bugey für die Ereignisse und Betreiberfristen des Referenzsystems des EPR Flamanville 3 zu bewerten, indem die Regeln der Studien zu den Auslegungsbetriebsbedingungen angewendet werden (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 0).

Das Ziel besteht darin, anhand von zwei verschiedenen Teilen Folgendes zu bewerten:

- das Verhalten der Reaktoren der Stufe CP0 Bugey des in Betrieb befindlichen Parks unter Betriebsbedingungen, die bei ihrer Konzeption nicht berücksichtigt wurden, aber im Referenzsystem für die Auslegung des EPR Flamanville 3 (FLA3) enthalten sind;
- die Auswirkungen auf die Reaktoren der Stufe CP0 Bugey, wenn die festgelegten Werte für die Reaktionszeiten der Betreiber am EPR Flamanville 3 auf die Auslegungsbetriebsbedingungen berücksichtigt werden.

Die Studien zeigen, dass:

- die meisten Betriebsbedingungen, die nicht durch die Auslegung im Zustand 3^{ème}RP 900 behandelt werden (etwa 70 % der Fälle), die Sicherheitskriterien unter Anwendung der Untersuchungsregeln des Auslegungsbereichs erfüllen. Die übrigen Betriebsbedingungen werden durch die Untersuchungen und Bestimmungen des ergänzenden Bereichs abgedeckt;
- Die meisten Betriebsbedingungen (mehr als 70 % der Fälle) entsprechen den Sicherheitskriterien des Auslegungsbereichs mit den im deterministischen Auslegungsreferenzsystem des EPR Flamanville 3 festgelegten Betreiberfristen. Die übrigen Betriebsbedingungen entsprechen den Kriterien eines „ergänzenden Bereichs“. Die Verlängerung der Betreiberfrist führt zu keinem „Klippeneffekt“.

❖ Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE)

Anlässlich des⁴RP 900 befassen sich die durchgeführten Studien mit der Berücksichtigung der Kumulierung einer externen Spannungsunterbrechung (MDTE) für Unfälle der Kategorien 2 und 3 und der Überprüfung der Erreichung des sicheren Zustands mit Kriterien der Kategorie 4, wobei ausschließlich als erdbebensicher eingestufte Materialien berücksichtigt werden.

○ Unfälle der Kategorien 2 und 3, kurzfristiger Aspekt

Im Rahmen des⁴RP 900 hat EDF die Kumulierung eines MDTE in den Studien zu den Betriebsbedingungen der Kategorien 2 und 3 berücksichtigt und dabei die spezifischen Untersuchungsregeln beibehalten, die für diese Kategorien auf der Stufe CP0 Bugey verwendet wurden.

EDF hat die Bestimmung „Automatische Abschaltung des Reaktors bei Erdbeben“ (PNPP0419) bewertet, die für alle Reaktoren der Stufe CP0 Bugey gilt.

EDF hat sich auf der Stufe CP0 Bugey (Brennstoffmanagement CYCLADES) vergewissert, dass das frühzeitige Eingreifen der automatischen Reaktorabschaltung (AAR) bei Erdbeben in der Untersuchung der Kurzzeitphasen (d. h. vor dem Eingreifen des Bedieners nach 20 Minuten) der Betriebsbedingungen der Kategorien 2 und 3 mit kumuliertem MDTE das Phänomen des Siedens an der Hülle vermieden werden kann, wodurch die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Kategorie 4 gewährleistet ist. Die Änderung „automatische Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ ermöglicht es nämlich, den Fall der Brennelemente vorzuziehen, bevor sich die Parameter des Kessels unter den verschiedenen untersuchten Unfallbedingungen verschlechtern.

○ Unfälle der Kategorien 2, 3, 4, langfristige Auswirkungen

Da ein MDTE die Folge eines Erdbebens sein kann, hat EDF für alle Auslegungsunfälle sichergestellt, dass ein sicherer Zustand erreicht werden kann, indem nur seismische Mittel für die Auslöser der Kategorien 2 bis 4 mit kumuliertem MDTE berücksichtigt werden.

Die Ableitung der Restleistung erfolgt je nach Unfall:

- entweder durch die Sicherheitsinjektion (IS) für APRP-Szenarien mit mittlerer Lücke, zum Beispiel,
- entweder durch die Notstromversorgung der Dampferzeuger (ASG) und anschließende Wiederbefüllung des Beckens durch die Wasserquelle des Hartkern-Notwasserspeichers (PNPP0714)
- oder durch die Inbetriebnahme der offenen Speisewasserzufuhr als zusätzliche Maßnahme.

Die Primärintentur wird vom IS für Initiatoren mit nicht intakter Primär- oder Sekundärseite durchgeführt.

❖ Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung von Maßnahmen zur Untersuchung der Dimensionierungs- und Ergänzungsbereiche

Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass die Situationen im Auslegungsbereich und im Ergänzungsbereich keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der für die Bewältigung einer Störfall- oder Unfallsituation erforderlichen Maßnahmen vor Ort beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Umsetzung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele zu gewährleisten.

Bei einem Unfall im Auslegungsfall oder im Ergänzungsfall sind die Umgebungsbedingungen, die sich aufgrund des Auslösers abnormal verändern können, radiologischer und thermischer Natur. Die Analyse wird daher unter Berücksichtigung dieser beiden Aspekte durchgeführt.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF das im Rahmen des 3. RP 1300 entwickelte und von der ASN für die Strahlenbelastung vorgeschriebene Verfahren angewendet. Für die thermische Umgebung basiert die Analyse für jede der ausgewählten Maßnahmen auf dem Vergleich zwischen den thermischen Bedingungen im Normalbetrieb des betreffenden Raums und denselben Bedingungen in der spezifischen Situation des analysierten Übergangs. Dieser Vergleich wird auf der Grundlage der Identifizierung einer nachteiligen Veränderung der thermischen Umgebung durchgeführt, 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 APRP 4 mit MDTE-Kumulation und Ausfall eines Diesels, was zum Ausfall des gesamten Gleises A führt, sieht EDF die Notwendigkeit einer Änderung, um die für die Aktion „IS-Gleis A bei gleichzeitiger Einspeisung“ erforderlichen Komponenten wieder mit Strom zu versorgen. Diese Änderung (PNPE0442) ermöglicht es, diese Maßnahme vom Elektrizitätsgebäude (BL) aus in einer Umgebung durchzuführen, die mit den Zugänglichkeitsanforderungen vereinbar ist.

Nach Abschluss aller Überprüfungen im Rahmen des 4. ^{ème} RP des CP0-Standsorts Bugey stellen die in den Räumlichkeiten erzeugten Umgebungen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Situationen im Auslegungsbereich (radiologisch und thermisch) und im Ergänzungsbereich (radiologisch) erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte, die Maßnahmen in diesen Räumlichkeiten während der erforderlichen Zeit durchzuführen, nicht in Frage.

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der Vorschrift [FOH-B], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase 4 RP 900 hat EDF die tatsächliche Fähigkeit der Mitarbeiter vor Ort überprüft, Zugang zu den Räumlichkeiten zu erhalten und dort die im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit erforderlichen Maßnahmen im Falle eines Unfalls durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung von Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit von Werkzeugen, erforderliche Zeit für den Zugang) und die erforderlichen Änderungen und den entsprechenden Zeitplan festgelegt:

- Änderung des Betriebs, um die für die Maßnahme „IS-Leitung A bei gleichzeitiger Einspeisung“ erforderlichen Elemente vom Elektrizitätsgebäude (BL) aus zu bedienen, im Falle eines APRP 4 (MDTE + erschwerender Faktor, der zum Ausfall der gesamten Leitung A führt) (PNPE0442);
- Bereitstellung einer Liste der Räume, in denen sich Umwälzkreisläufe und/oder Durchführungen befinden, für den Betreiber;
- Anwendung des Leitfadens für den Strahlenschutz in radiologischen Notfällen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0714 „Wasserquelle für die Notkühlung Noyau Dur“ wurde vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPP0419 „Einrichtung eines AAR bei Erdbeben“,
- PNPE0159 „Erhöhung der Borkonzentration der PTR- und REA-Planen und des REA-Borvolumens“,

werden derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4RP 900 noch nicht abgeschlossen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE0442 „Selbstkontrollzellen zur Steuerung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige Einspeisung ISHP)“,
- PNPE0189 „Hinzufügen einer Vorrichtung zur Entnahme der Primärflüssigkeit im Stillstand stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers (Dichtungskreislauf der Primärpumpen) angesichts der Risiken einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey eingesetzt.

Die Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe und/oder Durchführungen enthalten, für den Betreiber und die Umsetzung des Leitfadens für den Strahlenschutz in radiologischen Notfällen werden spätestens in der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des⁴ RP 900 erfolgen.

1.2.1.4. Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) für interne Ereignisse der Stufe 1 im Bereich „Kessel“

Allgemeiner Teil Lager

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) werden bei der regelmäßigen Überprüfung eingesetzt, um die Häufigkeit von Kernschmelzen (Stufe 1) und deren Entwicklung im Vergleich zur Bewertung nach der letzten regelmäßigen Überprüfung zu bewerten, wobei eine Analyse der Änderungen der Systemmerkmale, der Betriebspraktiken sowie der Entwicklung des Wissensstands einbezogen wird.

Im Rahmen des⁴RP 900 wurde die EPS CP0 Bugey für interne Ereignisse der Stufe 1 aktualisiert, um einen Reaktor der Stufe CP0 Bugey im Zustand RP4 900 repräsentativ darzustellen.

EDF hat sich zum Ziel gesetzt, die Häufigkeit von Szenarien zu reduzieren, die zu vorzeitigen und erheblichen Freisetzungen führen. Zu diesem Zweck strebt EDF eine Verringerung des Risikos einer Kernschmelze an, wodurch die damit verbundenen Freisetzungen reduziert werden können. Diese EPS ermöglicht es auch, die Liste der ergänzenden Bestimmungen entsprechend den Ergebnissen hinsichtlich des Risikos einer Kernschmelze (Richtwert bei etwa 10^{-7} / Jahr.Reaktor) zu überprüfen und zu aktualisieren.

In Vorbereitung auf das 4. RP 900 wurde das EPS des Stufensystems CP0 Bugey aktualisiert, um die neuesten Betriebserfahrungen (insbesondere Daten zur Zuverlässigkeit der Anlagen, Identifizierung und Häufigkeit von Auslösern, Betriebsprofil) zu berücksichtigen. Es berücksichtigt die neuesten Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage, die aus den jüngsten Studien gewonnen wurden.

Bei dieser Gelegenheit wurden mehrere wichtige Weiterentwicklungen im Bereich der EPS vorgenommen, darunter eine bessere Berücksichtigung der Lüftungssysteme und ihrer Trägersysteme (Stromversorgung, Kältequelle), die Verarbeitung einer größeren Anzahl von auslösenden Ereignissen und die Berücksichtigung von menschlichen Handlungen, die über 4 Stunden hinaus durchgeführt werden müssen. Die Modellierung der RRI/SEC-Systeme und der elektrischen Systeme wurde ebenfalls verfeinert.

Aus diesen Entwicklungen wurden Erkenntnisse gewonnen, die bei der 4-RP 900 zu folgenden Änderungen führten:

- Ersatz der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der Elektrogebäude durch Verriegelungsschütze (enthalten in der Änderung PNPE0068),
- die Weiterentwicklung der Betriebsverfahren zur Verbesserung:
 - die Zuverlässigkeit der Belüftung der elektrischen Gebäude bei abgeschaltetem Reaktor,
 - die Zuverlässigkeit der Umsetzung einer Gegenmaßnahme bei Ausfall der Notkühlung, die die Kältequelle des Blocks darstellt.

Nach der regelmäßigen Überprüfung wurde eine neue Version des EPS mit der Bezeichnung „EPS 900 CP0 Bugey VD4“ erstellt, die einen Reaktor der Stufe CP0 Bugey im Zustand VD4 repräsentiert und die neuesten Betriebserfahrungen sowie neue Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage berücksichtigt.

Die EPS 900 CP0 Bugey VD4 ermöglicht somit eine Bewertung des Risikos einer Kernschmelze bei internen Kesselereignissen in der Größenordnung von $5,10^{-6}$ / Jahr.Reaktor. Der Beitrag ist zwischen den verschiedenen Unfallfamilien relativ ausgewogen.

Die wichtigsten Familien sind in absteigender Reihenfolge ihres Beitrags:

- Verluste an Hochspannungsstromquellen (PSLHT), deren Vorherrschaft auf die Integration von Lüftungssystemen, insbesondere in Elektroräumen, zurückzuführen ist. Die neuesten Erkenntnisse zu diesen Situationen haben zu Änderungen im Verhalten geführt, insbesondere durch die Aufwertung der EAS-ND-Pumpe (PNPP0811) und zu einer materiellen Änderung, die darin besteht, die Schütze der Ventilatoren in den Elektroräumen (PNPE0068) zu ersetzen.
- Verluste von Kältequellen (PSF), die die aktuellsten Erfahrungen in Bezug auf Initiatoren berücksichtigen;
- Unfälle mit Verlust des Primärkühlmittels (APRP);
- Transienten im Sekundärkreislauf (TGTA);
- Transienten in Verbindung mit einem Ausfall der automatischen Reaktorabschaltung (ATWS);
- Verluste von Niederspannungsstromquellen (PSLBT).

Drei Familien tragen in geringerem Maße zum Risiko einer Kernschmelze bei, in absteigender Reihenfolge:

- Transienten im Primärkreislauf (TRCP);
- Brüche in Sekundärrohrleitungen (RTS);
- Brüche von Dampferzeugerrohren (RTGV).

Letztendlich sind die im Rahmen des 4-RP 900 umgesetzten Maßnahmen, die sich positiv auf das Risiko einer Kernschmelze auswirken, folgende:

- Ersatz der Stromversorgungsschütze der Ventilatoren in den Elektroräumen (PNPE0068),
- die Isolierung der thermischen Barriere des GMPP (PNPP0371),
- Ersetzen des LLS-Turbogenerators durch den Notfall-Dieselmotor DUS (PNPE0152),
- die Notstromversorgung zwischen den Abschnitten durch Notstromdieselaggregate (PNPE0166),
- die EAS-ND-Pumpe für den Fall eines Ausfalls der Hochspannungsstromversorgung (PNPP0811).

Darüber hinaus konnten aufgrund der Berücksichtigung der Betriebserfahrungen die Frequenzen einer Reihe von Initiatoren nach unten korrigiert (Verlust der LH-Tabellen durch Gleichmodus) und bestimmte Zuverlässigkeitsdaten aktualisiert werden (mechanische Blockierung von Clustern, Reservepumpen).

Das interne Ereignis-EPS für den Kessel CP0 Bugey der Stufe 1 wurde somit aktualisiert, um den Referenzzustand eines Reaktors der Stufe CP0 Bugey nach dem 4-RP 900 widerzuspiegeln. Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurde für die EPS-Ereignisse im Kessel eine Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze um etwa 10 % bewertet.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE0166 „Hinzufügen einer elektrischen Architektur, die den Ersatz des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel des benachbarten Blocks ermöglicht“,
- PNPP0371 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der GMPP-Wärmesperren“,

wurden vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE0068 „Einrichtung einer Hardcore-Stromverteilung“,
- PNPE0152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator durch eine Notstromversorgung mit Diesel“,
- PNPP0811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspritzung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,

werden derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Weiterentwicklungen der Verfahrensabläufe in Bezug auf die Belüftung und die Umsetzung von Gegenmaßnahmen bei Ausfall der Notwasserversorgung werden derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt und im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 vollständig integriert.

1.2.2. ANSTREBEN VON NIVEAUS RADIOLOGISCHER AUSWIRKUNGEN, DIE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERLICH MACHEN

Auslegungsstörfälle und Unfälle entsprechen den Betriebsbedingungen, die bei der ursprünglichen Auslegung der Blöcke zugrunde gelegt wurden, und werden entsprechend ihrer geschätzten Häufigkeit in die Kategorien 2 bis 4 eingeteilt:

- Kategorie 2: Zwischenfälle mit mäßiger Häufigkeit,
- Kategorie 3: Unfälle mit sehr geringer Häufigkeit,
- Kategorie 4: Unfälle mit sehr geringer Wahrscheinlichkeit.

Jeder Störfall oder Unfall entspricht in der Regel dem repräsentativsten und/oder schwerwiegendsten Fall einer bestimmten Art von Übergangszustand.

Um zu überprüfen, ob die Dimensionierungsstörfälle und Unfälle nur begrenzte radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung haben, müssen die Ergebnisse der Dosisberechnungen mit den für die untersuchte Situation und den betrachteten Zeitraum geeigneten Dosisgrenzwerten verglichen werden. Dabei wird zwischen der Dosis in der kurzfristigen Phase des Unfalls, berechnet für 24 Stunden, und der Dosis für 7 Tage unterschieden.

Für Übergangsphasen der 2.Kategorie sind keine Dosisgrenzwerte festgelegt. Diese Übergangsphasen fallen unter die jährliche Grenze (1 mSv) der effektiven Dosis für die Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung (Artikel R1333-11 des französischen Gesundheitsgesetzbuchs).

Bei vorübergehenden Störfällen der Kategorien³ und ⁴(kurzfristige Phase) richtet sich das Anforderungsniveau nach der Häufigkeit des Auftretens der betreffenden Situation. Es wird unter Berücksichtigung der Interventionsstufen festgelegt, die mit der Umsetzung der Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung in radiologischen Notfällen verbunden sind:

- für die Betriebsbedingungen der Kategorie³: effektive Dosis < 10 mSv,
- für die Betriebsbedingungen der 4.Kategorie: effektive Dosis < 50 mSv.

Die Dosisgrenze für die zusätzlichen Betriebsbedingungen in Bezug auf die Kurzzeitphase von Unfällen entspricht derjenigen für Auslegungsunfälle der 4.Kategorie, d. h. eine effektive Dosis < 50 mSv.

Bei Unfällen, die zu erheblichen Jodfreisetzungen führen können, wird die Berechnung der kurzfristigen effektiven Dosis durch die Berechnung der äquivalenten Dosis für die Schilddrüse im gleichen Zeitraum ergänzt, um die Notwendigkeit der Verabreichung von stabilem Jod im Vergleich zu der in einer radiologischen Notfallsituation als Referenzwert festgelegten Dosis von 50 mSv beurteilen zu können.

Im 4RP 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 Niveau der radiologischen Folgen an, das die Kategorien 3 und 4 zusammenfasst und keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordert. In der Praxis bedeutet dies eine kurzfristige Schilddrüsendosis am Standortgrenzwert von maximal 50 mSv und eine effektive Dosis von maximal 10 mSv.

Um dieses Ziel zu erreichen, umfasst das Arbeitsprogramm und die damit verbundenen Bestimmungen von EDF mehrere Komponenten:

- Neubewertung der radiologischen Folgen von Unfällen im Zusammenhang mit dem Kessel und Ermittlung von Verbesserungsmöglichkeiten zur Erreichung des Ziels,
- Neubewertung der Leistung der Sicherheitshülle und Ermittlung relevanter Verbesserungsmöglichkeiten in diesem Bereich,
- Überprüfung der radiologischen Folgen „außerhalb des Kessels“ (BANG).

1.2.2.1. Neubewertung der radiologischen Folgen „Kessel“

Allgemeiner Teil Stufe

❖ Methodik

Die Methodik zur Bewertung der radiologischen Folgen von unbeabsichtigten Freisetzungen in die Atmosphäre berücksichtigt die oben genannten Anweisungen sowie die gesetzlichen Anforderungen.

❖ Zusammenfassung der Studien

Auf alle Sicherheitsstudien zu Auslegungs- und ergänzenden Bereichen folgt eine Bewertung der radiologischen Folgen.

Die Berechnungen der radiologischen Folgen von Störfällen (Kategorie 2) und Unfällen (Kategorien 3 und 4) der Auslegungsbasis sowie von Unfällen des ergänzenden Bereichs zeigen, dass die Freisetzung radioaktiver Stoffe außerhalb der Anlage infolge dieser Situationen nur begrenzte Auswirkungen auf die Bevölkerung und die Umwelt hat. Die berechneten Dosen entsprechen den für diese Vorfall- und Unfallkategorien geltenden Dosisgrenzwerten.

Der Schwerpunkt liegt auf den APRP- und RTGV-Studien der 4.Kategorie: da diese die höchsten Dosiswerte aufweisen.

➤ Unfall mit Verlust von Primärkühlmittel der Kategorie 4 (APRP4)

Die kurzfristigen Ergebnisse des 4.RP 900, die unter ungünstigen Annahmen insbesondere hinsichtlich der Bruchrate der Hüllen durchgeführt wurden, entsprechen dem Ziel, das sich EDF im Rahmen des 4-RP 900 gesetzt hat, nämlich für alle Auslegungsstörfälle in der Entfernung der ersten Wohnbebauung Werte anzustreben, die keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordern:

- Die effektive Gesamtdosis liegt unter dem Grenzwert von 10 mSv für Schutzmaßnahmen.
- Die Äquivalentdosis für die Schilddrüse liegt für das CP0-Stufe Bugey bei etwa 50 mSv, was der Verabreichung von stabilem Jod entspricht.

➤ Unfall durch Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie⁴(RTGV4)

Um die radiologischen Folgen zu reduzieren und somit die Auswirkungen so gering wie möglich zu halten, hat EDF die Machbarkeit einer Reihe von Verbesserungen analysiert. EDF hat sich für zwei Lösungen entschieden:

- Erhöhung der Ableitungskapazität des VCD-a (PNPE0141), diese Änderung entspricht der Vorschrift [CR-A-II-1], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassen wurde.
- Senkung des gemäß den radiochemischen Spezifikationen für den Primärkreislauf zulässigen vorübergehenden Höchstwerts für Jod-131-Äquivalent um 33 % (von 150 auf 100 GBq/t), um den Reaktorbetrieb aufrechtzuerhalten.

Diese Senkung ermöglicht es, die radiologischen Folgen aller Unfälle ohne Bruch der Brennstoffhülle zu reduzieren, darunter auch die RTGV der⁴Kategorie, ein Unfall mit den größten radiologischen Folgen im Rahmen des Nachweises der Sicherheit von Unfällen 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 der während des vorübergehenden RTGV4-Unfalls freigesetzten Primärwassermasse begrenzt, sodass keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich sind.

Es ist anzumerken, dass die zur Bewertung der radiologischen Folgen verwendete Methode erhebliche Strafen berücksichtigt, insbesondere im Zusammenhang mit den Wetterbedingungen. Diese Methode entspricht dem aktuellen Stand der Technik hinsichtlich der verfügbaren Methoden. Eine realistischere und repräsentativere Berücksichtigung der Wetterbedingungen und ihrer Variabilität nach einem statistischen Ansatz würde eine erhebliche Verringerung der Strahlendosen für den RTGV4-Unfall ermöglichen.

Darüber hinaus führt EDF in Anwendung der Vorschriften der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 und zur weiteren Reduzierung radioaktiver Ableitungen, insbesondere flüssiger Ableitungen, eine Änderung der Steuerung der Transienten von RTGV4 durch, die eine Reduzierung der flüssigen Ableitungen um mehrere Dutzend Tonnen ermöglicht. Diese Änderung entspricht der Vorschrift [CR-A-II-2].

- führt EDF eine Änderung der Betriebsweise der RTGV4-Übergangsanlagen durch, die eine Reduzierung der flüssigen Ableitungen 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 vorübergehenden Höchstwerts für Jod-131-Äquivalent durch, der gemäß den radiochemischen Spezifikationen des Primärkreislaufs zulässig ist, um den Reaktor in Betrieb zu halten. Diese Bestimmung entspricht der Vorschrift [CR-A-I].

Insgesamt ermöglicht die Senkung von 150 auf 80 GBq/t eine Verringerung der Äquivalentdosis für die Schilddrüse um etwa 50 %.

❖ Schlussfolgerungen

Was die radiologischen Folgen angeht, so entsprechen die für die Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche des 4-RP 900 bewerteten Dosen den Dosisgrenzwerten für die verschiedenen Störfall- und Unfallkategorien und dem von EDF für das 4-RP 900 festgelegten Ziel.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Die Dampferzeuger der Tranche 3 des Kernkraftwerks Bugey sind vom Typ 51/19, d. h. sie verfügen über Rohre mit kleinem Durchmesser. Die flüssigen Ableitungen und damit die radiologischen Folgen sind deutlich geringer als bei Dampferzeugern mit Rohren mit großem Durchmesser: Der Gewinn in Bezug auf die Dosen liegt in der Größenordnung von 30 %.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung der Dokumentation „Senkung der Spezifikationen für Jod-131 auf 100 GBq/t“ wurde vollständig in allen vier Blöcken des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die zusätzliche Senkung (von 100 auf 80 GBq/t) wurde im August 2021 ebenfalls in allen vier Blöcken des Standorts umgesetzt.

Die Änderung PNPE0141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile VCD-a“ wird derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 erfolgt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung der Steuerung des Übergangs RTGV4 wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

1.2.2.2. Neubewertung der Leistungsfähigkeit der Sicherheitshülle

Generischer Teil Lager

EDF hat vor mehr als 10 Jahren ein Arbeitsprogramm zum Thema „*Lebensdauer der Sicherheitsbehälter*“ ins Leben gerufen. Dieses wird der ASN regelmäßig vorgestellt. Für das Kernkraftwerk CP0 Bugey wurde die Neubewertung der Sicherheitshülle in das Arbeitsprogramm des 4-RP 900 aufgenommen. Dieser Ansatz trägt zur Beherrschung der radiologischen Folgen von Auslegungsstörfällen 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 in Unfallsituationen:
 - Überprüfen Sie, ob der während einer APRP oder einer RTV im Behälter erreichte Maximaldruck unter dem Auslegungsdruck (5 bar absolut) liegt, wodurch die Einhaltung der Funktionskriterien hinsichtlich Festigkeit und Dichtheit des Behälters im Störfall gewährleistet ist.
 - Überprüfen Sie, ob die während einer APRP oder RTV erreichten maximalen Drücke und Taupunkttemperaturen unter dem Qualifikationsprofil der Materialien unter Unfallbedingungen liegen, wodurch die Beständigkeit der Materialien in Unfallsituationen gewährleistet ist.
 - Überprüfen Sie, ob die maximale Wassertemperatur in den Sumpfbecken während der Umwälzphase den festgelegten Entkopplungswert nicht überschreitet, wodurch die ordnungsgemäße Funktion der Sicherungssysteme in einer Unfallsituation gewährleistet ist.
- Das mechanische Verhalten der Sicherheitsbehälter und Korrosionserscheinungen und andere Pathologien;
- Funktionsfähigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters.

Untersuchung der Druck- und Temperaturbedingungen im Behälter bei einem Unfall

Anhand der APRP- und RTV-Transienten werden die im Behälter freigesetzten Massen und Energien (MEL) bestimmt, die als Eingangsdaten für die Untersuchungen zur Behälterfestigkeit dienen.

Die Berücksichtigung der doppelt diskutierten Lücken bei der Bewertung der freigesetzten Massen und Energien zur Berechnung der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter ist eine nachteilige Annahme, da sie unrealistisch ist.

Die Untersuchungen der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter kommen zu dem Schluss, dass die Kriterien eingehalten werden.

Darüber hinaus wird der maximale Unterdruck im Sicherheitsbehälter im Normalbetrieb nach der unbeabsichtigten Aktivierung der Behälter-Sprinkleranlage ermittelt. Auf diese Weise kann die Einhaltung des bei der Auslegung berücksichtigten maximalen Unterdrucks überprüft werden.

Mechanisches Verhalten und Dichtheit der Sicherheitsbehälter – Korrosionserscheinungen und andere Pathologien

❖ Mechanisches Verhalten und Pathologien, die den Sicherheitsbehälter beeinträchtigen können

Die Berücksichtigung der Themen „*mechanisches Verhalten des Behälters*“ und „*Korrosion und pathologische Phänomene*“ ist in den DAPE (Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation, Dossier zur Eignung für die Fortsetzung des Betriebs) vorgesehen „*Reaktorbehälter 900 MWe*“ und „*Bauwerke von 900-MWe-Kraftwerken im Hinblick auf die Risiken einer inneren Quellung des Betons*“ vorgesehen (siehe [Teil III – Abschnitt 1](#)).

Elemente, die es ermöglichen, die Angemessenheit der Maßnahmen zum Schutz vor

Korrosion der Metallhaut zu gewährleisten, sind ebenfalls im DAPE enthalten.

❖ Mechanisches Verhalten des Sicherheitsbehälters „VD4 + 10 Jahre“

Die im Rahmen des³RP 900 durchgeführten Studien zur mechanischen Festigkeit der Sicherheitsbehälter dieser Stufe (Betonwand und Metallhülle) wurden unter der Annahme einer Weiterbetriebsdauer von 60 Jahren mit einer angemessenen Sicherheitsmarge durchgeführt. Darüber hinaus hat EDF nachgewiesen, dass die Alterungserscheinungen des Betons nach 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 das 3-RP 900 durchgeführten Studien und Maßnahmen zu Korrosionsproblemen und pathologischen Phänomenen gelten auch für das 4-RP 900.

Die Gehäuse der 900-MWe-Lager werden regelmäßig auf pathologische Erscheinungen überprüft, die ihre Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen könnten, und zwar im Rahmen des PBMP. 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 der Gefahr einer Alkali-Granulat-Reaktion (RAG) als auch hinsichtlich einer internen Sulfat-Reaktion (RSI).

❖ Korrosion der metallischen Dichtungshaut

Der Nachweis der Betriebsfähigkeit der Sicherheitsbehälter der Stufe CP0 Bugey hinsichtlich der Korrosionsproblematik der metallischen Dichtungshaut basiert auf den Informationen, die über den Zustand der metallischen Haut bei folgenden Maßnahmen gewonnen wurden:

- Durchführung von Reparaturen im Bereich des Reaktorgebäudebodens in allen Blöcken der 900-MWe-Stufe (Anfang der 90er Jahre durchgeführt);
- Durchführung von Sichtprüfungen der Haut während der zehnjährigen Prüfungen, um den zufriedenstellenden Zustand der Haut und des Metallschutzes der Fundamentplatte/Knotenpunktverbindung zu bestätigen;
- Durchführung von Sichtprüfungen der Lackierung und des oberen Teils (Höhe – 3,50 m) der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenpunkt gemäß den PBMP „*Ouvrages Génie Civil IPS*“ (Technische Vorschriften für Tiefbauarbeiten), um den zufriedenstellenden Zustand der Lackierung zu bestätigen;
- Durchführung von Messungen der Dicke der Bleche der Metallhaut des Schachts, Messungen der Dicke der Bleche der Metallhaut der Kuppel und Überwachung des oberen Teils der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenpunkt, die keine Verschlechterung im Betrieb zeigen, die die Instandhaltung der Sicherheitsbehälter in Frage stellen könnte;
- Durchführung einer ergänzenden Untersuchung der von Korrosion betroffenen Bereiche, die zu dem Schluss kommt, dass die Metallhaut, die nicht von den korrodierten Bereichen betroffen ist, für alle untersuchten Konfigurationen intakt ist;
- die Bewertung der Tiefe der Korrosion, die die Metallhaut beeinträchtigen könnte, die darauf hindeutet, dass das Risiko einer Durchbohrung gering ist;
- die Auswertung der verfügbaren nationalen und internationalen Erfahrungswerte.

Daher ist die Lochfraßkorrosion der Metallhaut in Verbindung mit einer Durchbohrung der Haut angesichts der durchgeführten Überwachung keine wahrscheinliche Alterungserscheinung, die die Dichtheitsfunktion des Behälters beeinträchtigen könnte.

❖ Reservedurchführungen

Es wurde eine Sichtprüfung dieser Durchführungen durchgeführt, um eine vollständige Bestandsaufnahme für alle Blöcke der Stufe CP0 Bugey zu erstellen. Ziel ist es, jegliche Korrosion zu erkennen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnte, und deren Schädlichkeit zu bestimmen.

Die visuellen Feststellungen für jede Durchquerung aller Abschnitte werden in fünf Kategorien eingeteilt:

- nicht korrodierte Durchführungen,
- Durchführungen mit Rostblüten (Rostspuren an der Oberfläche ...),
- Durchgänge mit mäßiger Korrosion (eine Oberfläche oder mehrere erhebliche Korrosionsstellen),
- Durchführungen mit starker Korrosion (Blasenbildung, Blätterung auf großem Bereich ...),
- sonstige Fälle: unzugängliche Durchführungen.

Die Ergebnisse dieser Kontrollen sind im Abschnitt „Zusammenfassung des Zustands des Blocks“ dargestellt.

❖ Auskultation

Um sich vor dem Verlust bestimmter Dehnungsmessgeräte zu schützen, die in den Beton der Umzäunungen eingebettet sind, hat EDF ein Instrument namens „*Dispositif d'Auscultation Optimal*“ (D.A.O.) entwickelt, das die Kontinuität der Überwachungsmessungen gewährleistet, mit denen das mechanische Verhalten und die Entwicklung der verzögerten Verformungen im Rahmen der bei den Behältertests erwarteten Betriebsbedingungen überwacht werden können.

So setzt EDF vorbeugend Dehnungsmessstreifen an der Oberseite der vorgespannten Wand der Reaktorgebäude der Stufe CP0 Bugey (PNPP0546 und/oder PNXX0372 je nach Block) ein, um eine funktionsfähige D.A.O. zu gewährleisten.

Funktionalität und Dichtheit des Sicherheitsbehälters

❖ Doppelmäntel RIS und EAS

Die Aufgabe der doppelten Hülle besteht darin, ein unbeabsichtigtes Leck (RIS- oder EAS-Saugleitung) zwischen den Auffangbecken und dem ersten Absperrventil oder am Ventil selbst einzudämmen. Es ist eine Vorrichtung zum Prüfen der Dichtheit der doppelten Hülle installiert.

Dieser doppelten Hülle ist die Verlängerung der 3. Sicherheitsbarriere während der unfallbedingten Rückführungsphasen auf die Auffangbecken.

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

Im Rahmen des 4-RP 900 hat EDF das Risiko einer Umgehung der Sicherheitshülle in Verbindung mit den nicht isolierbaren Abschnitten der RIS- und EAS-Rohrleitungen außerhalb des BR analysiert, indem es Folgendes durchgeführt hat:

- eine Überprüfung der verschiedenen Möglichkeiten zur Gewährleistung einer vollständigen Überwachung der doppelten Hülle der RIS- und EAS-Rohrleitungen,
- eine detaillierte Analyse der Vor- und Nachteile der Umsetzung der erforderlichen Änderungen.

Daraus geht hervor, dass die Eindämmung im Normalbetrieb durch die äußere Dichtheit der doppelten Hülle überprüft wird. Die Eindämmung im Störfall wird durch die Integrität der doppelten Hülle gegenüber den Anforderungen zur Gewährleistung dieser Funktion sichergestellt. Der Nachweis der Integrität der doppelten Hülle gegenüber der Sicherheitsfunktion der Eindämmung basiert auf zwei Arten der Überwachung:

- die Überwachung der Dichtheit der doppelten Hülle,
- Überwachung auf stehendes Wasser, das ein potenzieller Korrosionsauslöser sein kann, der langfristig zu einem Verlust der Dicke der Doppelmantelkonstruktion führen kann. Diese Überwachung erfolgt durch:
 - regelmäßige Tests,
 - vorbeugende Wartung der verstärkten Epoxidbeschichtung an den Sumpfkammern,
 - vorbeugende Wartung des Absperrventils.

Diese dreifache Überwachung ermöglicht eine feinmaschige Überwachung und eine Unterscheidung der potenziellen Wasserherkünfte. Die Wartungsprogramme für alle Stufen sehen bei jedem Stillstand zum Nachfüllen eine Öffnung der Entlüftung vor, wodurch eventuell stehendes Wasser, insbesondere durch Kondensation entstandenes Wasser, das durch die Dichtheitsüberwachung nicht erkennbar wäre, entfernt wird.

Ergänzend dazu plant EDF im Rahmen des 4-RP 900 die Einrichtung eines Abzweigs, um eine visuelle Kontrolle des Inneren der Doppelmantelkonstruktion mittels eines Endoskop- oder Videosystems zu ermöglichen (PNPP0932).

❖ Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere

Im Rahmen des 4-RP 900 hat EDF die Definition der Erweiterung der 3-Barriere aktualisiert. Die gewählte Definition lautet wie folgt:

- Die Erweiterung der dritten Barriere besteht aus den Kreisläufen oder Teilen davon und den dazugehörigen Ausrüstungen, die gleichzeitig die folgenden Kriterien erfüllen:
 - Sie befinden sich außerhalb der dritten Barriere, die durch die Umzäunung gebildet wird.
 - Sie können aus dem Inneren des Gehäuses über die Grenzen der ^{dritten} Barriere hinaus transportieren, wenn die Eindämmungsfunktion erforderlich ist (Isolierung der dritten Barriere):
 - entweder Primärfluid nach einer Unfallsituation, die zu einer Beschädigung der ersten Barriere führen kann (Rissen in den Ummantelungen),
 - entweder die Atmosphäre im Behälter nach einem Unfall, der gleichzeitig zu einer Beschädigung der ersten Barriere und zu einer Freisetzung von primärer Aktivität im Behälter (Verlust der zweiten Barriere) führen kann.
 - Diese Kreisläufe oder Teile davon:
 - entweder werden sie bei einem Unfall in Betrieb genommen, da sie für die Erfüllung einer Strahlenschutzfunktion erforderlich sind,
 - oder sind bereits vor einer Unfallsituation in Betrieb und bleiben während des Unfalls in Betrieb.
- Die für die Identifizierung der Kreisläufe, die die Erweiterung der 3. ^{dritten} Barriere gemäß der obigen Definition in Betracht gezogen werden, sind die im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit untersuchten Betriebsbedingungen: die Auslegungsbetriebsbedingungen, die Bedingungen des ergänzenden Bereichs und die Unfallsituationen mit Kernschmelze, für die materielle oder betriebliche Vorkehrungen festgelegt sind.

Die Anforderungen an die Kreisläufe, die zur Erweiterung der 3-Barriere gehören ergänzen die Auslegungsanforderungen an den Sicherheitsbehälter und sein Isolationssystem sowie an die mit dem Sicherheitsbehälter verbundenen Sicherungssysteme. Alle Materialien der Erweiterung der 3-Barriere, die zur Minderung von Auslegungsstörfällen oder des ergänzenden Bereichs erforderlich sind, unterliegen einer Anforderung hinsichtlich ihrer Eignung für die äußere Dichtheit. Die Materialien, die sich an der Grenze der Erweiterung der 3-Barriere befinden, unterliegen einer Anforderung an die äußere und innere Dichtheit. Die Kreisläufe, die zur Minderung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich sind und ebenfalls unter die Definition der Erweiterung der 3-Barriere fallen, müssen ebenfalls diese Anforderungen erfüllen.

Ergänzend dazu wurden im Rahmen des 4-RP 900 Studien durchgeführt für:

- Zunächst sind die Kreisläufe, Kreislaufabschnitte und beweglichen Mittel zu identifizieren, die für das Erreichen des sicheren Zustands bei den in der Sicherheitsnachweisführung betrachteten Unfällen nicht erforderlich sind, aber unter Anwendung der Unfallverfahren, einschließlich derjenigen, die von den für den Reaktorbetrieb zuständigen Teams auf Verlangen des Krisenstabs durchgeführt werden, aktive Medien außerhalb des Sicherheitsbehälters transportieren können.
- In einem zweiten Schritt muss für die identifizierten Materialien deren Dichtheit für die betrachteten Unfallsituationen nachgewiesen werden.

Die von EDF durchgeführten Analysen ermöglichten es, zwei Kreisläufe zu identifizieren (den mobilen Notkreislauf der EAS- und ISBP-Systeme und den Dekompressions- und Filterkreislauf des Behälters im Falle einer Kernschmelze) und ihre Dichtheit in den betrachteten Unfallsituationen nachzuweisen.

❖ Regelmäßige Dichtheitsprüfung der TAM-Dichtungen

EDF hat die Repräsentativität der derzeit durchgeführten Dichtheitsprüfungen an der Doppeldichtung des TAM bewertet. Diese Prüfungen ermöglichen es, regelmäßig zu überprüfen, ob die Dichtheit der TAM-Dichtungen nicht beeinträchtigt ist, und somit die Verfügbarkeit der Sicherheitsfunktion zu gewährleisten. Eine Analyse der Daten aus den Erfahrungen mit den durchgeführten Kontrollen hat bestätigt, dass die Kontrollen zur Überprüfung der Dichtheit des TAM angemessen sind.

❖ Vorrichtung zur Überwachung der Eindämmung des Behälters

In Anwendung der Vorschrift [CONF-E], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900 hat EDF für jeden Reaktor der 900-MWe-Klasse die Anforderungen an das System zur Überwachung der Leckrate des Sicherheitsbehälters (SEXTEN) im Betrieb festgelegt, die der Sicherheitsklassifizierung der wesentlichen Sensoren entsprechen, die zur Ermittlung der Leckrate des Sicherheitsbehälters herangezogen werden. Die Umsetzung dieser definierten Anforderungen führt zur Einführung regelmäßiger Tests dieser Sensoren sowie zu Änderungen in der Dokumentation.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist hinsichtlich seines Zustands keine Besonderheiten auf. [Bilanz](#)

des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNXX0372 „Einbau von Dehnungsmessern an der Oberseite der vorgespannten Wand des BR“,
- PNPP0546 „Fortführung der EAU-Auskultation gegenüber dem DAO“,

wurden vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP0932 „Einbau einer Entnahmestelle an der doppelten Hülle der Sicherheitsinjektionssysteme RIS und der Sprühsysteme EAS für endoskopische Entnahme“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

❖ Bilanz der Ergebnisse der Sichtprüfungen der verschlossenen Reservedurchführungen

EDF hat eine Reihe von Sichtprüfungen der verschlossenen Reserve-Durchführungen durchgeführt, um Korrosionserscheinungen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, zu erkennen und deren Schädlichkeit zu bestimmen: In Block 3 zeigt die Bilanz für die 28 untersuchten Durchführungen, dass 6 Durchführungen Spuren von Rostblüte oder oberflächlicher Abplatzung aufweisen. Alle von dieser Oberflächenkorrosion und diesem Oberflächenabblättern betroffenen Durchführungen wurden behandelt.

Alle durchgeführten Kontrollen zeigen einen guten Gesamtzustand der verschlossenen Reserve-Durchführungen: Es wurden keine Beschädigungen festgestellt, die ihre Integrität und damit die Gesamtdichtheit des Behälters beeinträchtigen könnten.

1.2.2.3. Neubewertung der radiologischen Folgen „außerhalb des Reaktors“

Allgemeiner Teil Lager

In Fortführung des ³RP 1300 hat EDF die Zwischenfälle und Belastungen hinsichtlich der Auslegung des BANG-Gebäudes analysiert, um sicherzustellen, dass die möglicherweise daraus resultierenden radiologischen Folgen im Hinblick auf die von den Behörden festgelegte Interventionsschwelle für die Evakuierung der Bevölkerung, d. h. 10 mSv als effektive Dosis, akzeptabel sind.

Die wichtigsten Regeln für diesen Nachweis lauten wie folgt:

- Ereignisse, Zwischenfälle oder Angriffe im BANG, die den Kesselprozess nicht betreffen, werden hinsichtlich ihrer radiologischen Folgen untersucht, indem die Sicherheitsfunktion der Eindämmungskontrolle überprüft wird.
- Die Struktur des Gebäudes muss eine Rückhaltefunktion für die darin enthaltenen Flüssigkeiten gewährleisten, falls die Kreisläufe und Behälter versagen, um eine mögliche Verunreinigung des Grundwassers zu verhindern.
- Im Normalbetrieb müssen die Anlage und ihr Betrieb im Rahmen des Personenschutzes zu einer so geringen Exposition gegenüber ionisierender Strahlung führen, wie dies vernünftigerweise möglich ist.
- Es werden Umschlagszenarien definiert, um Zwischenfälle oder Unfälle zu bestimmen 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 Umhüllungsszenario (großflächiger Brand des BANG) berechnete Dosis weit unter dem Kriterium von 10 mSv als effektive Dosis.

In Bezug auf die Referenznormen für den Betrieb von BAN, BAC und BTE für die Entsorgung nuklearer Abfälle in Kernkraftwerken ergänzt EDF die Auslegungsvorschriften durch Betriebsvorschriften und trägt zur Einhaltung der Sicherheitsanforderungen bei. Dieses Referenzsystem trägt insbesondere zur Kontrolle der Dosisleistung aus der Lagerung von BANG, zur Kontrolle der Brandlast im Gebäude (Brandrisikokontrolle) und zur Verbesserung der radiologischen Reinheit bei.

Die Konstruktionsvorschriften werden durch Betriebsvorschriften ergänzt, die zur Verhinderung von unbeabsichtigten Verschüttungen und Leckagen beitragen, die in die Umwelt gelangen könnten.

Die Untersuchung der mit dem Kernkraftwerk Bugey verbundenen Risiken hat EDF dazu veranlasst, eine ergänzende pragmatische Analyse durchzuführen, um bis Ende 2024 mögliche Verbesserungen der Anlage oder des Betriebs im Hinblick auf das Risiko der Freisetzung radioaktiver Stoffe über die Luft zu ermitteln.

Die bei der Konzeption und im Betrieb getroffenen Vorkehrungen sind angemessen, um ein zufriedenstellendes Sicherheitsniveau im BANG zu gewährleisten.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Zu diesem Thema gibt es keine Änderungen in Bezug auf Block 3 des Kernkraftwerks Bugey.

1.3. FAZIT

Die Unfallstudien berücksichtigen den aktuellen Wissensstand und bewährte Methoden, von denen einige beim EPR Flamanville 3 zum Einsatz kommen. Sie erfüllen alle damit verbundenen Sicherheitskriterien.

Darüber hinaus wurde das Verhalten der Reaktoren der Stufe CP0 Bugey bei den für den Auslegungsbereich des EPR Flamanville 3 festgelegten Transienten und Reaktionszeiten bewertet. Die aktuellen oder im Rahmen des⁴RP 900 vorgesehenen Schutzmaßnahmen ermöglichen es den Reaktoren der Stufe CP0 Bugey, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen, die sich aus den Betriebsbedingungen und Betreiberfristen des deterministischen Referenzsystems für die Auslegung des EPR-Reaktors von Flamanville 3 ergeben.

Die internen EPS-Ereignisse für den Kessel CP0 Bugey der Stufe 1 wurden aktualisiert, um den Referenzzustand eines Reaktors der Stufe CP0 Bugey nach der 4-Überprüfung RP 900 widerzuspiegeln. Die Ergebnisse dieser EPS zeigen eine allgemeine Verbesserung gegenüber der vorherigen Überprüfung (Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze um etwa 10 %).

In Bezug auf die radiologischen Folgen entsprechen die für die Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche der 4-RP 900 ermittelten Dosen den Dosisgrenzwerten für die verschiedenen Störfall- und Unfallkategorien.

Im Hinblick auf das Ziel, die radiologischen Auswirkungen auf ein Niveau zu reduzieren, das keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordert, senkt EDF in den radiochemischen Spezifikationen für das Wasser des Primärkreislaufs den Grenzwert für die Aktivität in Jod-131-Äquivalent und führt eine Erhöhung des VCD-a-Durchflusses sowie eine Änderung des Betriebs in RTGV durch.

Der RTGV-Unfall, der den Auslegungsstörfall mit den höchsten radiologischen Folgen darstellt, wird mit modernsten Methoden berechnet, deren Verbesserungsperspektiven es ermöglichen werden, durch eine bessere Berücksichtigung der meteorologischen Variabilität der Nichtnotwendigkeit von Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung noch näher zu kommen.

ABSCHNITT 2: AGGRESSIONEN

2	ÜBERGRIFFE	98
2.1	ZIELE	98
2.2	ERREICHUNG DER ZIELE	99
2.2.1	SICHERSTELLUNG DER ROBUSTHEIT DER ANLAGEN BEI EINER NEUB EWERTUNG DER BELASTUNGEN IM RAHMEN DER ÜBERPRÜFUNG SOWIE GEMÄSS DEN INTERNATIONALEN EMPFEHLUNGEN (WENRA)	99
2.2.1.1	BRAND	102
2.2.1.2	INTERNE EXPLOSION	110
2.2.1.3	INTERNE ÜBERSCHWEMMUNG, ROHRLEITUNGS- UND BEHÄLTERFEHLER, PUMPEN- ODER HOCHENERGIEVENTILE	122
2.2.1.4	AUSSENÜBERSCHWEMMUNG	127
2.2.1.5	ERDBEBEN	132
2.2.1.6	KOLLISIONEN UND HERABFALLENDE LASTEN	135
2.2.1.7	INTERNE ELEKTROMAGNETISCHE STÖRUNGEN (EMS)	140
2.2.1.8	HOHE TEMPERATUREN	142
2.2.1.9	GROSSE KÄLTE	145
2.2.1.10	AGGRESSIONEN DURCH KÄLTE	148
2.2.1.11	STARKER WIND UND DURCH STARKEN WIND VERURSACHTE PROJEKILE	151
2.2.1.12	TORNADO	153
2.2.1.13	BLITZ UND EXTERNE ELEKTROMAGNETISCHE STÖRUNGEN (EMV)	154
2.2.1.14	SCHNEE	156
2.2.1.15	INDUSTRIELLES RISIKOMANAGEMENT	157
2.2.1.16	LUFTFAHRTRISIKOMANAGEMENT	160
2.2.1.17	ZUSÄTZLICHE STUDIEN	162
2.2.2	ZIELEN SIE AUF EIN RISIKO EINER KERNSPLISSUNG AB, EINSCHLISSLICH DER AGGRESSIONEN VON ETWA 10 ⁻⁵ / JAHR. REAKTOR	165
2.2.2.1	EPS BRAND	167
2.2.2.2	EPS INTERNE EXPLOSION	169
2.2.2.3	EPS INTERNE ÜBERSCHWEMMUNG	171
2.2.2.4	EPS EXTERNE ÜBERSCHWEMMUNG	172
2.2.2.5	EPS ERDBEBEN	173
2.2.2.6	GLOBALE WIEDERAUFBAU-EPS	174
2.3	FAZIT	176

2 AGGRESSIONEN

2.1 ZIELE

Angriffe sind Ereignisse oder Situationen, die direkt oder indirekt zu Schäden an Strukturen, Systemen oder Komponenten führen können, die für die Erfüllung grundlegender Sicherheitsfunktionen erforderlich sind.

Im Nachweis der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Angriffe werden folgende Angriffsfamilien definiert:

- interne Störfälle,
- externe Störfälle, die in zwei Arten unterteilt werden:
 - natürliche externe Störfälle,
 - externe Angriffe menschlichen Ursprungs.

Ursprünglich berücksichtigte der Nachweis der nuklearen Sicherheit Angriffe nach einem im Wesentlichen deterministischen Auslegungsansatz. Dieser Abschnitt „*Auslegungsbereich*“ (oder Referenzauslegungsbereich) liefert für jeden berücksichtigten Angriff einen deterministischen Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsziele im Falle eines sogenannten „*Referenzangriffs*“.

Ab der 3-RP 1300 wird für bestimmte Störfälle ein probabilistischer Teil in den Nachweis der nuklearen Sicherheit aufgenommen.

Der 4-RP 900 folgt diesem Ansatz mit einem deterministischen Teil des Sicherheitsnachweises und einem probabilistischen Teil. Dies spiegelt sich in den folgenden beiden Zielen wider:

Ziel Nr. 1: Sicherstellung der Robustheit der Anlagen bei Angriffsstufen, die im Rahmen der Überprüfung neu bewertet wurden, sowie gemäß internationalen Empfehlungen (WENRA)

Im Rahmen des 4-RP 900 hat sich der allgemeine Ansatz zur Berücksichtigung von Angriffen weiterentwickelt, und die Angriffsstudien wurden aktualisiert, um insbesondere den Zustand der Anlage, die im Betrieb gewonnenen Erfahrungen, den Wissensstand, darunter auch Erkenntnisse über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen.

Ziel ist es, im Falle eines Angriffs das Risiko einer Beeinträchtigung der folgenden Sicherheitsziele zu begrenzen:

- Integrität des Druckbehälters des Hauptprimärkreislaufs,
- Abschalten und Sicherstellen des Reaktors,
- Verhinderung und Begrenzung der radiologischen Folgen von Unfällen für Mensch und Umwelt auf ein so niedriges Niveau, wie es unter wirtschaftlich vertretbaren Bedingungen vernünftigerweise möglich ist.

Im Rahmen des 4-RP 900 ist es das Ziel von EDF, die WENRA-Referenzwerte auf die Aggressionsstudien anzuwenden und die Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung der zum Schutz vor Aggressionen erforderlichen Maßnahmen zu überprüfen.

Ziel Nr. 2: Anstreben eines globalen Kernschmelzrisikos (RFC), einschließlich der Aggressionen von einigen 10^{-5} / Jahr.Reaktor

Der probabilistische Ansatz ergänzt den deterministischen Ansatz zur Bewertung des Risikos einer Kernschmelze, um das Sicherheitsniveau der Anlagen zu beurteilen. Im Rahmen des⁴RP 900 hat EDF den Anwendungsbereich der EPS auf interne und externe Störfälle ausgeweitet. EDF hat probabilistische Sicherheitsstudien der Stufe 1 zu folgenden Störfällen durchgeführt:

- EPS-Brand,
- EPS Interne Explosion,
- EPS Externe Überschwemmung,
- EPS Interne Überschwemmung,
- EPS Erdbeben.

2.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE

2.2.1 Sicherstellung der Robustheit der Anlagen bei den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA)

Die Konzeption der Blöcke der 900-MWe-Leistungsklasse umfasst seit jeher den Schutz vor plausiblen internen oder externen Einwirkungen. Diese Anforderung schlägt sich meist in einer Begrenzung des Risikos einer gemeinsamen Betriebsstörung für die Systeme nieder, die für den Rückfall und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors erforderlich sind. Die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen durchgeführten Neubewertungen und insbesondere die Berücksichtigung der gewonnenen Erfahrungen haben in der Folge zu einer Verbesserung der Modalitäten für die Berücksichtigung verschiedener Einwirkungen geführt, insbesondere solcher, die mit dem Klimawandel zusammenhängen.

Ergänzend zum Orientierungsdossier der 4- Periodischen Überprüfung 900 hat EDF den Umfang und die Ziele der Verbesserung der Sicherheit in Bezug auf Angriffe präzisiert. Diese Elemente werden im Folgenden vorgestellt.

Im Rahmen der⁴RP 900 hat EDF die Vollständigkeit der Liste der berücksichtigten Angriffe im Hinblick auf die im Erlass vom 7. Februar 2012, geändert in den Artikeln 3.5 und 3.6, und in den WENRA-Referenzwerten identifizierten Angriffe überprüft. Die Angriffe werden entweder ausdrücklich berücksichtigt, durch andere berücksichtigte Angriffe abgedeckt (z. B. Hagel...) oder aus folgenden Gründen ausgeschlossen:

- sie für französische Anlagen nicht relevant sind (z. B. Sand- oder Salztürme, Lawinen)
- sie werden aufgrund ihrer sehr geringen Wahrscheinlichkeit aus dem Analysebereich ausgeschlossen

(z. B. Meteoriten). Die im Rahmen des 4-RP 900 behandelten Belastungen werden im weiteren Verlauf dieses Absatzes vorgestellt.

Im Rahmen des 4-RP 900 lauten die Verbesserungsziele für die Studien zu Referenzaggressionen wie folgt:

- Berücksichtigung der durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und die veröffentlichten ASN-Entscheidungen eingeführten erweiterten regulatorischen Anforderungen, was insbesondere zur Präzisierung der Anforderungen durch die Schaffung neuer Kapitel über Angriffe im Sicherheitsnachweis führt,
- die Integration der seit dem 3-RP 900 gewonnenen Erfahrungen (Betrieb, Wissensentwicklung), was sich insbesondere in der Berücksichtigung der Anweisungen der anderen Stufen (3-RP 1300, 1-RP N4) und der ständigen thematischen Gruppen (externe Überschwemmungen, REX...) sowie der Klimabeobachtung niederschlägt.

Darüber hinaus ist für die zum Schutz vor Angriffen erforderlichen Ausrüstungen ein EIPS-Status erforderlich. Die mit dem EIPS-Status verbundenen Anforderungen (insbesondere die Überwachung dieser Ausrüstungen während des Betriebs) werden im Rahmen des 4-RP 900 integriert.

Im Rahmen des 4-RP 900 umfassen die Ziele zur Verbesserung der Sicherheitsanforderungen für die Auslegungsstörfallstudien auch die Berücksichtigung der Referenzwerte der WENRA 2008. In der Praxis führt die Analyse zur Einbeziehung der Referenzwerte E8.2 bezüglich der Anwendung eines erschwerenden Faktors und E9.3 bezüglich der Reaktionszeit des Betreibers. Es wurden Sensitivitätsstudien zu diesen Regeln durchgeführt. EDF hat auch die Referenzwerte der WENRA 2014 analysiert und insbesondere, soweit dies technisch relevant ist, die im 4-RP 900 für klimatische Störfälle berücksichtigten Werte für Naturgefahren auf Werte festgelegt, die einer jährlichen Häufigkeit pro Reaktor von weniger als 10^{-4} entsprechen (Referenzwert T4.2).

Die Weiterentwicklungen der Anforderungen für die Referenzstörfallstudien, die anlässlich des 4-RP 900 festgelegt wurden, entsprechen somit den höchsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren.

Anwendung eines erschwerenden Faktors:

EDF hat ein Verfahren zur Anwendung des erschwerenden Faktors auf die Referenzstörfälle der Sicherheitsnachweisführung (im Vergleich zu den Referenzwerten der WENRA 2008) definiert. Für jeden Referenzstörfall wurde eine Studie durchgeführt, in der plausible Kumulationen mit einem erschwerenden Faktor für aktive Anlagen⁽¹⁾ mit denen die Störung verhindert oder deren Folgen begrenzt werden können (Ausrüstung zur Störungsbehebung). Diese Analyse hat gezeigt, dass trotz der Berücksichtigung eines Ausfalls einer in der Störfallstudie bewerteten Anlage die für Auslegungsstörfälle der Kategorie 4 festgelegten Ablehnungskriterien erfüllt sind.

Die Schlussfolgerungen dieser Studien wurden in den Sicherheitsnachweis aufgenommen und werden im Folgenden für jeden einzelnen Angriff vorgestellt.

EDF hat diesen Ansatz für bestimmte Störfälle durch einen Ansatz ergänzt, der darauf abzielt, die hohe Zuverlässigkeit der in den Störfallstudien bewerteten passiven Anlagen zu rechtfertigen und gegebenenfalls Maßnahmen zur Stärkung dieser Zuverlässigkeit zu ermitteln. Diese Maßnahmen werden für Anlagen umgesetzt, die aufgrund der EPS-Störfälle oder deterministischer Überlegungen ein hohes Sicherheitsrisiko darstellen. Dieser Ansatz wurde für folgende Störfälle angewendet: Brand (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.1), interne Überschwemmungen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.3) und interne Explosionen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.3).

Reaktionszeiten des Bedieners:

Referenzangriffsstudien berücksichtigen ähnliche Reaktionszeiten des Bedieners wie Studien zu Auslegungsunfällen, d. h.:

- eine Reaktionszeit des Bedieners im Kontrollraum von 20 Minuten,
- eine Reaktionszeit vor Ort von 25 Minuten für Maßnahmen im Elektroraum oder in unmittelbarer Nähe und von 35 Minuten für Maßnahmen in anderen Gebäuden.

Für jeden Referenzangriff wurde eine Studie zur Empfindlichkeit gegenüber einer Verzögerung von 30 Minuten durch den Bediener im Kontrollraum durchgeführt, um sicherzustellen, dass kein „*Klippeneffekt*“ auftritt.

Schließlich führte EDF eine Studie zur Empfindlichkeit gegenüber einer Verzögerung von 1 Stunde vor Ort für die als am empfindlichsten identifizierten Konfigurationen durch.

¹ Im Sinne der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in Angriffsstudien umfassen die sogenannten „aktiven“ Anlagen extern gesteuerte oder kontrollierte Anlagen, die manuell oder automatisch mit Hilfe von Übertragungs- und Steuerungsmitteln (z. B. elektrischer Strom, hydraulische oder pneumatische Systeme) aktiviert werden, sowie „nicht-statische“ Anlagen.

Jährliche Zielvorgaben von weniger als 10^{-4} für klimatische Belastungen:

Ende 2014 wurde in den WENRA-Referenzwerten ein neues Kapitel speziell für Naturereignisse geschaffen. Der Referenzwert T4.2 verlangt insbesondere die Berücksichtigung einer jährlichen Häufigkeit pro Reaktor von 10^{-4} für die Festlegung der Referenzwerte für Naturereignisse oder, falls diese Häufigkeit nicht berechnet werden kann, die Begründung eines gleichwertigen Sicherheitsniveaus.

Das Arbeitsprogramm des 4-RP 900, das vor der Veröffentlichung der WENRA-Referenzwerte erstellt wurde, wurde aktualisiert.

Die Schlussfolgerungen der von EDF durchgeführten Analyse lauten wie folgt:

- Bei den meisten externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs ist es aufgrund des aktuellen Wissensstands schwierig, ein Risikoniveau zu schätzen, das einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit pro Reaktor von 10^{-4} entspricht. Diese Schätzung ist leicht möglich, wenn historische Daten vorliegen und sich die Bedingungen kaum ändern: Dies ist der Fall bei externen Überschwemmungen, Erdbeben, Niedrigwasserständen und Tornados. Komplexer ist sie bei anderen externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs, die in bestimmten Fällen die Anwendung eines spezifischen Ansatzes erforderten, um, wenn nötig, Gefährungsgrade zu bestimmen, die deutlich über den für die Auslegung zugrunde gelegten Werten lagen. In diesem Fall basiert das Verfahren auf einem „vernünftig quantifizierbaren“ Wert für die Häufigkeit des Auftretens (in der Regel eine Wiederkehrperiode von 100 Jahren), auf den eine Marge angewendet wird, die nach Einschätzung des Ingenieurs zu einem Gefährungsniveau führt, das mit dem WENRA-Zielwert für ein Ereignis mit einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren vergleichbar ist. Dieser Ansatz wurde für die folgenden Einwirkungen angewendet: Starke Winde, Hitzewellen und extreme Kälte.
- Der Referenzwert für das 4-RP 900 für Erdbeben, externe Überschwemmungen, Kälteeinwirkung, Blitzschlag und Tornados entspricht den Erwartungen der WENRA. Die für die 900-MWe-Stufe durchgeführten Studien belegen die gute Widerstandsfähigkeit der Anlagen gegenüber Hitzewellen und extremer Kälte. In Übereinstimmung mit der Vorschrift [AGR-C], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 herausgegeben wurde, hat EDF ein Risiko definiert und begründet, das über die in seinem Referenzsystem „Grands Chauds“ (Hitzewellen) festgelegten Temperaturen hinausgeht und einer Wiederkehrperiode von zehntausend Jahren entspricht. Die durchgeführte Analyse kam zu dem Schluss, dass die Anlagen in Bugey robust genug sind, um dieser Situation ohne Änderungen an der Anlage standzuhalten, selbst bei Ausfall der externen Stromversorgung.
- Auch bei starken Winden hat sich die Robustheit der Anlagen in Bugey ohne Änderungen an der Anlage bewährt. Die Auslegungswindgeschwindigkeiten in Bugey entsprechen nämlich den Windgeschwindigkeiten, die zur Erfüllung der WENRA-Referenzwerte festgelegt wurden.
- Was Schnee betrifft, wird EDF nach Ablauf der Phase B eine Vorschrift für Anlagen, die einer Schneeräumung bedürfen, in das Betriebshandbuch aufnehmen, um die Robustheit der Anlagen bei Gefahrenstufen zu gewährleisten, die über den Auslegungswerten liegen.

Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels auf die Anlagen:

Im Rahmen eines vorausschauenden Ansatzes möchte EDF sicherstellen, dass der Klimawandel die Garantie für die richtige Dimensionierung der Anlagen angesichts der befürchteten Unwägbarkeiten, deren Eigenschaften sich ändern könnten, nicht in Frage stellt.

EDF hat daher einen Ansatz zur Berücksichtigung des Klimawandels bei externen Naturgefahren entwickelt, der in Verbindung mit der regelmäßigen Veröffentlichung der Berichte des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC) umgesetzt wird und folgende Ziele verfolgt:

- die Identifizierung von Klimagefahren, deren Entwicklung plausibel oder sicher ist, was zu einer Aufwärtskorrektur des Referenzgefahrenniveaus führen könnte,
- die Überwachung der Erreichung repräsentativer Kriterien für ein Gefahrenniveau, das eine eingehende Analyse auslöst, um

die Robustheit der Referenzwerte zwischen zwei regelmäßigen Überprüfungen zu gewährleisten.

So werden die Klimarisiken auf der Grundlage der neuesten wissenschaftlichen Erkenntnisse aktualisiert, sowohl was die Daten als auch die Modelle oder Methoden betrifft. Die richtige Dimensionierung der Anlagen im Hinblick auf klimatische Risiken führt dazu, dass für jede Referenzbelastung ein Risikoniveau definiert wird, das je nach Fall auf einem Wiederkehrzeitziel oder einem normativen Text (z. B. Blitzschlagniveau) basiert. Diese Risikoniveaus werden als Eingabedaten für die im Rahmen des⁴RP 900 durchgeführten Belastungsstudien herangezogen.

Der weitere Verlauf dieses Absatzes ist der Darstellung der Ergebnisse der Studien zu den verschiedenen im Rahmen der 4-RP 900 ausgewählten Einwirkungen gewidmet.

2.2.1.1 Brand

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im Rahmen des⁴RP 900 zu berücksichtigenden Angriffe gelten (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), zielt die von EDF angestrebte Verbesserung der Sicherheitsanforderungen für Brandrisiken auf die Überprüfung der richtigen Dimensionierung der Sektorisierung ab. Zu diesem Zweck hat EDF die Fortschritte in der Modellierung genutzt, um die Berücksichtigung von Brandphänomenen zu verbessern.

Diese Ziele werden ergänzt durch die Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen, die durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und die Brandschutzentscheidung Nr. 2014-DC-0417 vom 28. Januar 2014 über die Vorschriften für Kernanlagen (INB) zur Beherrschung von Brandrisiken eingeführt wurden.

Schließlich wird der deterministische Ansatz durch einen probabilistischen Ansatz ergänzt, der eine umfassendere Bewertung der Brandrobustheit der Anlage liefert (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2.1).

Die Konzeption der Blöcke der 900-MWe-Leistungsklasse umfasst seit jeher den Schutz vor Brandrisiken. Die Umsetzung des Brandschutzplans (PAI) hat EDF bereits zu einer erheblichen Verbesserung der Brandverhütung, -erkennung und -bekämpfung in allen Blöcken geführt, sowohl in materieller als auch in organisatorischer Hinsicht.

Die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen durchgeführten Neubewertungen und insbesondere die Berücksichtigung der gewonnenen Erfahrungen führten anschließend zu einer Verbesserung der Modalitäten für die Berücksichtigung von Bränden.

Änderungen wurden somit anlässlich des 3RP 900 ^{vorgenommen}, insbesondere nach Abschluss der Studien zur Bewertung der bestehenden Spielräume (10 Minuten zusätzlicher Spielraum gegenüber der Dimensionierung im Zustand ²RP 900) hinsichtlich der Dimensionierung der Schutzvorrichtungen gegen gemeinsame Verkabelungsmodi und der Mindestanforderungen an die Feuerbeständigkeit der Leitungen.

Was die Auswirkungen von Brandrauch auf den Betrieb der Anlagen und die Auswirkungen des Drucks im Brandfall betrifft, hat EDF im Rahmen des³RP 1300 einerseits einen F&E-Ansatz verfolgt, der in einem der ASN vorgeschlagenen Aktionsprogramm konkretisiert wurde. Andererseits hat EDF gemeinsam mit dem IRSN parametrische Studien zu den Auswirkungen des Drucks durchgeführt, um eine Methode zur Identifizierung von Sicherheitsräumen oder -volumina zu entwickeln, in denen ein Brand aufgrund der Druckwirkung zu Brüchen in der Sicherheitsunterteilung führen kann. Diese Themen, die sich aus der Anweisung 3^{ème} RP 1300 ergeben, werden im Rahmen der 4^{ème} RP 900 berücksichtigt.

Schließlich hat die ASN nach dem Unfall von Fukushima die technische Vorschrift ECS 12 formuliert, in der sie EDF auffordert:

- die Widerstandsfähigkeit der Strukturen und Materialien, die einer Anforderungen an die Widerstandsfähigkeit gegenüber einem halben Auslegungserdbeben (DSD) unterliegen und zur Brandabschnittsbildung, Brandmeldung oder Brandbekämpfung (orts feste Löschanlagen) beitragen, gegenüber einem erhöhten Sicherheitserdbeben (SMS) zu bewerten;
- für Elemente, deren Beständigkeit gegenüber dem SMS nicht nachgewiesen werden kann, ein Änderungsprogramm vorzulegen.

Nach Abschluss der GPO des 4-RP 900 hat die ASN zusätzliche Anforderungen hinsichtlich der internen Belastung formuliert. „Brand“. EDF hat daraufhin die Ziele zur Verbesserung der Studien ergänzt und in sein Arbeitsprogramm des 4-RP 900 Entwicklungen zu den folgenden Themen im Zusammenhang mit Bränden aufgenommen:

- Begründung der Sektorisierung nach einem Ansatz aus dem EPR,
- Auswirkungen von Brandrauch,
- durch den Brand verursachte Druckauswirkungen,
- Wiederentzündung von unverbrannten Materialien in Lüftungskanälen,
- Verschlimmerung des Brandes,
- Empfindlichkeit gegenüber Verzögerungen durch den Betreiber,
- Modalitäten zur Umsetzung der Entscheidung der ASN zum Brand.

Ergänzend dazu hat EDF Analysen zu den Auswirkungen eines Brandes auf die Leitungen durchgeführt, durch die Wasserstoffflüssigkeiten transportiert werden (Flammenstrahl).

❖ Zusammenfassung der Studien

➤ Begründung der Sektorisierung

Auf der Grundlage der EPRESSI-Methode (Methode zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandabschnittselementen) für den EPR hat EDF im Rahmen des 4RP 900 eine neue Methode namens PEPSSI (Principe d'Evaluation Pour la Suffisance des éléments de Sectorisation Incendie, Prinzip zur Bewertung der ausreichenden Brandabschnittsunterteilung) entwickelt, um die Robustheit der Brandabschnittsunterteilung der Sicherheitsbrandräume des in Betrieb befindlichen Parks zu überprüfen.

Diese Methode wird bei Schutzvorrichtungen gegen gemeinsame Verkabelungsmodi in allen Brandschutzräumen, bei Trennelementen an den Grenzen von Brandschutzbereichen und in Räumen mit hohem Brandschutzrisiko eingesetzt. Bei diesen Untersuchungen wird überprüft, ob zwischen der Brandkurve des Raums und der tatsächlichen Leistungskurve des untersuchten Sektorisierungselements eine Sicherheitsmarge (10 %) besteht.

Ergänzend zu diesen Studien wurde die Relevanz der Kriterien PFL (Räume mit „lokaler Brandgefahr“) / PFG (Räume mit „allgemeiner Brandgefahr“) überprüft, die in den sogenannten „PAI“-Studien verwendet wurden.

Aufgrund dieser Studien hat EDF folgende zusätzliche Schutzmaßnahmen eingeführt:

- Schutz durch Umwickeln bestimmter Kabel (PNPE0302);
- Ersatz oder Einbau von Brandschutztüren (PNPE0420);
- Verstärkung der Brandschutzelemente vom Typ „passiver Schutz“ (PNPE0302);
- Abschnittsunterteilung der Pumpstation (PNRL0962);
- Änderungen am Brandschutz in der Pumpstation (PNPE0405).

EDF führt außerdem eine Maßnahme ein, um die Wärmebelastung in bestimmten sicherheitsrelevanten Räumen zu verringern (PNRL0925).

Die Studien zur Anwendung der PEPSSI-Methode auf die Sektorisierungselemente wurden im Dezember 2022 abgeschlossen. Sie ermöglichten insbesondere die Ermittlung der Änderungen, die an den Sektorisierungselementen vorgenommen werden müssen, deren Robustheit nicht nachgewiesen werden konnte.

➤ Auswirkungen von Brandrauch

Die seit Anfang der 2000er Jahre von EDF unternommenen Maßnahmen zur Untersuchung der Risiken einer Funktionsstörung von Anlagen unter dem Einfluss von Rauchgasen führten zur Entwicklung eines speziellen Prüfstands (Prüfstand „MAFFE“) und eines entsprechenden Prüfprotokolls.

Nach dem derzeitigen Stand des Wissens sind die Auswirkungen von Rauchgasen nach wie vor ein komplexes Phänomen, das EDF zu folgenden industriellen Entscheidungen veranlasst hat:

- Im Rahmen der deterministischen Brandstudien im Zusammenhang mit ^{der 4.} RP 900 berücksichtigt EDF die Auswirkungen von Brandrauch auf die empfindlichsten Anlagen (elektronische Geräte). Diese Auswirkungen werden durch die Festlegung von Kriterien (Temperatur, Vorhandensein von Ruß, Expositionsdauer) berücksichtigt, die die Auswirkungen von Ruß widerspiegeln.
- EDF hat dieses Kriterium der Funktionsstörung auch in seine probabilistischen Sicherheitsstudien aufgenommen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2).
- EDF setzt seine Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten zu diesem Thema fort.

Studien zur Berücksichtigung der Auswirkungen von Rauchgasen auf das CP0-Kraftwerk in Bugey ermöglichen es, die Robustheit der Anlage gegenüber diesen Auswirkungen zu überprüfen.

➤ Durch den Brand verursachte Druckeinwirkungen

Ergänzend zu den Studien zur Rechtfertigung der Unterteilung in Brandabschnitte wird eine Analyse des Phänomens des Druckanstiegs in den Räumlichkeiten im Brandfall und seiner möglichen Auswirkungen auf die Brandabschnitte anhand der Sicherheitsbrandvolumina des CP0-Stocksatzes Bugey durchgeführt.

Die im Rahmen des 4RP 900 durchgeführten Arbeiten stützen sich auf die im Rahmen des 3RP 1300 entwickelte und erprobte Methodik. Für die Analyse der Druckauswirkungen im Brandfall wurden folgende Grundsätze zugrunde gelegt:

- Identifizierung von Konfigurationen, die zu Unterbrechungen der Sektorisierung führen können,
- Bewertung der Druckniveaus, die die ungünstigsten Bedingungen abdecken, die aufgrund eines plausiblen Brandes auftreten können, durch Berechnung.

Studien zur Berücksichtigung des Druckanstiegs im Brandfall auf der Stufe CP0 Bugey belegen die Robustheit der Sicherheitsunterteilung in dieser Hinsicht.

➤ Wiederentzündung von unverbrannten Rückständen in den Lüftungskanälen

Die Sektorisierungsstudien wurden durch eine Analyse des Risikos einer erneuten Entzündung von nicht verbrannten Materialien durch Frischgas in den Lüftungskanälen ergänzt.

Die Studien zur Anpassung der Methodik zur Berücksichtigung des Risikos einer erneuten Entzündung von nicht verbranntem Material durch die Lüftungskanäle auf der Zwischenstation CP0 Bugey 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 Sicherheitsbrandbereiche. Für Sicherheitsbrandbereiche, die nicht mit Brandschutzklappen ausgestattet sind, stützt sich der Nachweis entweder auf zusätzliche Brandrisikoanalysen, die sich in einigen Fällen auf Brandmodelle stützen, die zeigen, dass keine Gefahr einer Ausbreitung von unverbrannten Gasen durch die Lüftungskanäle besteht, oder auf Funktionsanalysen, die zeigen, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheit bestehen. Für das 4^{ème} RP 900 sind daher keine Änderungen erforderlich.

➤ Auswirkungen eines Brandes auf Leitungen, die Wasserstoffflüssigkeiten transportieren (Flammenstrahl)

Im Falle eines Brandes, der zum Verlust der Integrität von Leitungen führt, in denen Wasserstoffflüssigkeiten transportiert werden, 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 entzündeten Wasserstrahls und zur Analyse der damit verbundenen Folgen wurden auf der Stufe CP0 Bugey durchgeführt. Aufgrund dieser Studien führt EDF eine Änderung durch, die es ermöglicht, das H2-Absperrventil des RHY-Systems automatisch zu schließen, wenn das JDT-System in den Räumen N414 und N424 (PNPE0393) einen Brand erkennt.

➤ Abschwächung des erschwerenden Umstands

Gemäß dem in Abschnitt 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Ansatz führte die Anwendung eines erschwerenden Faktors in den Brandstudien dazu, dass das Versagen von Brandschutzklappen, von Brandmeldeanlagen gesteuerten Brandschutztürmechanismen und von aktiven Brandbekämpfungsgeräten berücksichtigt wurde.

Ergänzend zu diesen Studien wurde für den Sonderfall des Ausfalls statischer Geräte für Brandschutzstudien ein Analyseverfahren durchgeführt.

Schließlich wird EDF gemäß den Vorschriften [AGR-E-I] und [AGR-E-II] der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 zusätzliche Studien durchführen:

Vorschrift [AGR-E-I] (Teil bezüglich Türen):

EDF hat eine Liste der Räume erstellt, deren Unterteilung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren Öffnung im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze führt [...].

Vorschrift [AGR-E-II] (Teil bezüglich des Risikos einer Kernschmelze):

„Der Betreiber identifiziert unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit die Brandschutzvorkehrungen, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze führt [...]. Er ergreift Maßnahmen, um das Risiko eines Ausfalls dieser Vorkehrungen zu verringern, und legt die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen fest.“

Anwendung eines erschwerenden Faktors	Zusammenfassung der Studien
Ventile und gesteuerte Türen	<p>Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei Brandschutzklappen und brandmeldegesteuerten Türen besteht darin, davon auszugehen, dass diese Einrichtungen im Brandfall bei Beanspruchung in ihrer Ausgangsposition (offen) bleiben.</p> <p>Unter diesen Umständen muss überprüft werden, ob die Folgen des Brandes die Kriterien für die Freisetzung von Stoffen bei Unfällen der Auslegungskategorie 4 nicht überschreiten.</p> <p>Anhand von Studien, die einen erschwerenden Faktor für die Brandschutzvorrichtungen (EDA) wie Brandschutzklappen und brandmeldergesteuerte Türen berücksichtigen, konnte überprüft werden, dass bei den Geräten der Systeme, die der Anwendung des Einzelausfallkriteriums (CDU) unterliegen, und ihren Unterstützungsfunktionen kein gemeinsamer Modus vorliegt. Aufgrund dieser Studien richtet EDF zusätzliche Brandschutzvorrichtungen für bestimmte Situationen ein, die durch die Analyse nicht abgedeckt sind (PNPE0302).</p>

Anwendung eines erschwerenden Faktors	Zusammenfassung der Studien
Fest installierte Löschanlagen	<p>Die zur Demonstration der Sicherheit in den Gebäuden BK, BAN, RADIER und BL/BW installierten ortsfesten Löschanlagen verfügen über keine aktiven Ausrüstungen. Nur die Gebäude BR und Diesels sind mit ortsfesten Sprühluftanlagen ausgestattet, die aus aktiven Ausrüstungen bestehen. Es wird von einem Ausfall dieser Ausrüstungen ausgegangen.</p> <p>Die Zugänglichkeit und Manövrierbarkeit dieser Ausrüstungen (Ventile) vor Ort wurde überprüft. Das Vorhandensein funktionaler Redundanzen in Verbindung mit der manuellen Inbetriebnahme der Löschanlagen (gemäß den festgelegten Betreiberfristen) gewährleistet die Verfügbarkeit der Funktionen, die vor den Auswirkungen eines Brandes geschützt werden müssen, falls es in den Räumlichkeiten zu einem Brandausbruch kommt.</p> <p>So kommen die Sensitivitätsstudien, die durchgeführt wurden, um die Auswirkungen des Brandes unter Berücksichtigung einer erschwerenden Einwirkung auf die aktiven Komponenten der fest installierten automatischen Feuerlöschanlage zu bewerten, zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen robust sind. Daher sind keine Änderungen für das 4^{eme} RP 900 erforderlich.</p>
Feuerlöschpumpe	<p>Der Löschwasserkreislauf (JPC) jedes Blocks wird von zwei Pumpen gespeist, die jeweils von einem Elektromotor angetrieben werden, dessen Stromversorgung über die Leitungen A und B erfolgt, die jeweils von den Notstromaggregaten des betreffenden Blocks versorgt werden. Darüber hinaus sind die Druckleitungen der Pumpanlagen jedes Blocks über eine Verbindungsleitung mit einem anderen Block verbunden.</p> <p>Folglich stellt die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer Feuerlöschpumpe die Fähigkeit des Systems, die für den Referenzbrand des Kernkraftwerksblockes erforderliche Wassermenge bereitzustellen, nicht in Frage. Daher sind keine Änderungen für das 4^{RP} 900 erforderlich.</p>

Für den Sonderfall des Ausfalls statischer Geräte:

Passive Brandabschnittsausrüstung	<p>Die Anwendung des Ansatzes auf den Sonderfall des Ausfalls statischer Geräte hat EDF dazu veranlasst, bestimmte Brandschutztüren, die nicht an die Brandmeldeanlage angeschlossen sind, als sicherheitsrelevant einzustufen. Für diese Türen installiert EDF Alarmsysteme, die bei geöffneter Tür einen Alarm auslösen, um sicherzustellen, dass sie geschlossen bleiben. Diese Systeme sind Gegenstand der Änderung PNPE0337.</p> <p>Darüber hinaus wurden weitere passive Brandschutzvorrichtungen als sicherheitsrelevant identifiziert.</p> <p>Diese Materialien werden alle im Betrieb behandelt, indem ihnen eine maximale Wichtigkeit zugewiesen wird, d. h. wie den Trennelementen zwischen gegenüberliegenden Gleisen.</p>
Fest installierte Löschanlagen	<p>Bei Räumlichkeiten mit hohem Risiko konnten durch die Nichtberücksichtigung von fest installierten Löschanlagen diejenigen Räumlichkeiten identifiziert werden, in denen eine Unterteilung allein nicht ausreicht, um die Ausbreitung eines Brandes zu verhindern. Eine Sprinkleranlage wird daher in diesen Räumlichkeiten als Sicherheitsrisiko angesehen, es sei denn, es wird eine Änderung vorgenommen, um die Unterteilung zu verstärken. Die Analyse kommt zu dem Schluss, dass kein Raum, der mit einer fest installierten Löschanlage ausgestattet ist, eine unzureichende Brandabschnittsunterteilung aufweist, wenn die in diesem Raum installierte Löschanlage nicht bewertet wird.</p>

➤ Berücksichtigung der Betreiberfristen

Entsprechend dem in Abschnitt 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen bestand die Studie darin, alle erforderlichen Maßnahmen des Bedieners im Kontrollraum und vor Ort zur Rechtfertigung der Brandschutzunterteilung zu ermitteln und zu überprüfen, dass kein Cliff-Effekt auftritt, wenn eine Verlängerung der Bedienungsfrist für deren Umsetzung berücksichtigt wird.

Die Analyse der manuellen Maßnahmen, die im Kontrollraum oder vor Ort durchgeführt wurden, hat keinen Cliff-Effekt im Zusammenhang mit der Berücksichtigung dieser Betreiberfristen ergeben. Daher sind keine Änderungen für das⁴RP 900 erforderlich.

➤ Abweichung von der Brandschutzentscheidung der ASN

Gemäß der Entscheidung der ASN vom 20. März 2014 zur Genehmigung der Entscheidung der ASN Nr. 2014-DC-0417 (sogenannte „Brandschutzentscheidung“) im Anschluss an den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 (bekannt als „*INB*-Erlass“) wurde der Nachweis der Brandschutzkompetenz (DMRI) erbracht.

Ihr Ziel ist es, zu belegen, dass die hinsichtlich der Brandrisiken getroffenen Maßnahmen in Bezug auf Planung, Bau und Betrieb angemessen sind und nach dem Prinzip der tiefgreifenden Verteidigung festgelegt wurden.

Diese DMRI befasst sich mit radiologischen Risiken und nicht-radiologischen Risiken (im weiteren Text auch als „konventionelle Risiken“ bezeichnet). Für diese beiden Arten von Risiken werden unterschiedliche Methoden angewendet.

Die DMRI umfasst:

- die Elemente zur Beurteilung des Umfangs der berücksichtigten Brände,
- das Verfahren zur Identifizierung von EIP und AIP und deren definierten Anforderungen (bei der Planung, dem Bau und dem Betrieb),
- die Analyse der materiellen und personellen Mittel zur Brandbekämpfung und -eindämmung,
- die Liste der als EIP identifizierten Systeme und Strukturen (mit einem den Herausforderungen angemessenen Detaillierungsgrad).

➤ Überprüfung der Erdbebensicherheit der Brandschutzausrüstung

Im Rahmen der technischen Vorschrift ECS 12 hat EDF die Widerstandsfähigkeit gegenüber einem erhöhten Sicherheitserdbeben (SMS) von Strukturen und Materialien bewertet, die einer Anforderungen hinsichtlich der Widerstandsfähigkeit gegenüber einem halben Auslegungserdbeben (DSD) unterliegen und zur Brandabschnittsbildung, Brandmeldung oder Brandbekämpfung (ortsfeste Löschanlagen) beitragen. Das Ergebnis dieser Untersuchungen:

- Die Brandmeldung ist nach der Renovierung aller Meldeeinrichtungen (PNPP0196) SMS-sicher.
- In Bezug auf die aktive Brandabschnittsbildung: Die Brandschutztüren sind nach dem SMS robust. Die Brandschutzklappen sind nach den durchgeführten Verstärkungen (PNPE0048 Band C) nach dem SMS robust.
- In Bezug auf ortsfeste Löschanlagen:
 - Bei der konventionellen Insel wurden die Verankerungen der JPC-Feuerlöschplanen und einiger Halterungen für JPC- und JPD-Feuerlöschleitungen verstärkt (PNPE0055).
 - Die Nuklearinsel (im Inneren des Reaktorgebäudes) ist ohne Änderungen SMS-sicher.
 - Der Kernbereich (außerhalb des Reaktorgebäudes) ist nach Umsetzung der Änderungen PNPE0048 Band B und PNPP0440 SMS-sicher.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Brandschutzausrüstung, für die eine DSD-Beständigkeit erforderlich ist, nach diesen Untersuchungen und der Umsetzung der entsprechenden Änderungen SMS-konform ist.

➤ Ergänzende Studien

In Anwendung der Vorschrift [AGR-D-I], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 herausgegeben wurde, hat EDF in den Studien zur Beherrschung der Brandrisiken (Begründung der Sektorisierung, Auswirkungen des Rauchs, Auswirkungen des Drucks) Folgendes berücksichtigt:

- alle Räumlichkeiten des Reaktorgebäudes und der Pumpstation;
- Modellierungsannahmen, anhand derer die Temperaturkurven ermittelt werden können, die in Räumen bei Bränden von Schaltschränken und Kabelkanälen erreicht werden können. Insbesondere legt EDF für Brände in Schaltschränken einen Brandausbreitungskoeffizienten zugrunde, der unabhängig von den Entzündungsbedingungen ist und das Erreichen einer selbstunterhaltenden Verbrennungsphase repräsentiert.

In Anwendung der Vorschrift [AGR-D-II] wird EDF die erforderlichen Änderungen spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung umsetzen.

EDF wird gemäß der Vorschrift [AGR-E-III] der ASN auf Grundlage der Ergebnisse der generischen Phase des 4-RP 900 zusätzliche Studien durchführen: „Der Betreiber ermittelt die Räume, die am empfindlichsten auf die Nichtverfügbarkeit der fest installierten Sprinkleranlagen reagieren. Er definiert und implementiert Maßnahmen, um das Risiko eines Verlusts der Brandabschnittsunterteilung in diesen Räumen zu begrenzen.“

❖ Fazit

Im Rahmen des 4-RP 900 wurden bedeutende Änderungen eingeführt, insbesondere durch die verbesserte Berücksichtigung der Auswirkungen eines Brandes in deterministischen Studien und die Einführung der WENRA-Referenzwerte (erschwerende Umstände, 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 Untersuchung der Themen im Zusammenhang mit der Brandgefahr ergänzt EDF den Nachweis durch Studien, die gegebenenfalls mit zusätzlichen Änderungen zu den bereits geplanten Änderungen einhergehen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten gegenüber dem Stand „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE0048 Band C „Erdbebensicherheit von Brandschutzklappen“,
- PNPE0055 „Erdbebensicherheit und erhöhte Sicherheit von Brandschutzvorrichtungen – JPD-Netzwerke und JPC-Verankerungen“,
- PNRL0962 „Sektorisierung der Pumpstation“,

wurden vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE0337 „Einrichtung von Alarmsystemen an Brandschutztüren mit Verriegelung, um deren geschlossenes Bleiben zu gewährleisten“,
- PNPP0196 „Umfassende Renovierung der Brandmeldeanlage“,

werden derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE0048 Band B „Erhöhte Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP* außerhalb des BR“,
- PNPE0302 „Beseitigung von Gleichtaktmoden und Subtraktion von Wärmebelastungen vom Typ PFG/PFL durch Umwickeln von Kabeln“ unter Einbeziehung von PNPE0340 „Anbringen einer zusätzlichen Umwicklung in Bugey zur Behebung des WENRA-Mängels an Brandschutzklappen“ und PNPE0444 „Passiver Brandschutz – Behandlung von Durchführungen und Fugen“,
- PNPE0393 „Steuerung des H2-RHY-Absperrventils bei JDT“,
- PNPE0420 „PEPSSI – Austausch oder Hinzufügen von Brandschutztüren“,
- PNPE0405 „Brandschutzänderungen nach PEPSSI-Studien“,
- PNRL0925 „Brandrisikobehandlung durch Management neuer Wärmebelastungen“

wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Die Änderung PNPP0440 „Renovierung des Gaslöschsystems der Rückfallkonsole der Bahn A“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, die spätestens in Phase B vorgesehen ist.

2.2.1.2 Interne Explosion

Generischer Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Das angestrebte Ziel ist es, den Schutz der Anlage vor dem Risiko einer internen Explosion zu gewährleisten. Dieser Ansatz wurde erstmals im Rahmen des 3-RP 900 umgesetzt. Seitdem wurden die Schlussfolgerungen der abschließenden GPR des 3-RP 900 integriert.

Anlässlich des 4-RP 900 hat EDF diesen aktualisierten Ansatz übernommen, um die Robustheit der Blöcke zu verbessern.

Ergänzend zu den neuen Analysen, die gemäß der Anweisung zur „*Ergänzung des Referenzrahmens*“ (Sensitivitätsstudien zu den WENRA-Referenzwerten, erschwerenden Faktoren und Betreiberfristen – siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) hat EDF:

- die Grundsätze für die Bewertung der Auswirkungen der Explosion auf die Sicherheit konsolidiert und
- die Auswirkungen der Explosion auf die Brandabschnittsunterteilung berücksichtigt
- die Folgen der Anweisung des 3-RP 1300 berücksichtigt und detaillierte Analysen zu bestimmten Themen integriert (insbesondere: Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile, internes Risiko in den Kreisläufen).

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze den in den Studien zum Explosionsrisiko zugrunde gelegten Annahmen entsprechen (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4).

Der Nachweis der Sicherheit in Bezug auf das interne Explosionsrisiko konzentriert sich auf die Explosionsprävention. Ziel der Studien ist es, die Räume und Standorte zu identifizieren, für die unter Berücksichtigung von Rahmenannahmen die Bildung einer brennbaren Wolke trotz der vorgesehenen Maßnahmen zur Vermeidung von Gasansammlungen nicht ausgeschlossen werden kann. In diesem Fall werden Maßnahmen ergriffen, um mögliche Leckagen oder *zumindest* Zündquellen zu beseitigen.

Darüber hinaus wird für Räume, in denen die Bildung einer entzündlichen Wolke nicht ausgeschlossen werden kann, eine Analyse der funktionalen Auswirkungen durchgeführt, um sicherzustellen, dass die durch die Explosion verursachten Schäden die vorhandenen Sicherheitsziele nicht beeinträchtigen. Diese Räume werden *als „mit hohem Sicherheitsrisiko behaftet“* bezeichnet. Für diese Räume zielt die Analyse darauf ab, gegebenenfalls die baulichen Vorkehrungen (Prävention, Ausschluss, Begrenzung der Auswirkungen usw.) zu verstärken.

❖ Zusammenfassung der

Studien zum Reaktorgebäude

Die Studien bestehen darin, die Vermeidung (standardmäßig die Begrenzung) von Wasserstofffreisetzungen, die Bildung entzündlicher Wolken und das Nichtvorhandensein von Zündrisiken für als gefährdet identifizierte Räume zu überprüfen. Dieser Ansatz wird durch die Analyse der Folgen für die Sicherheit ergänzt, die für Räume mit hohem Sicherheitsrisiko zu einer Verschärfung der Präventionsmaßnahmen führt. Was die Analyse des Explosionsrisikos innerhalb der Kreisläufe des Kernkraftwerksblocks betrifft, so bestehen die Studien darin, alle potenziellen und plausiblen Szenarien zu identifizieren.

Die Analyse des Explosionsrisikos innerhalb des Kernkraftwerks basiert auf dem Vorhandensein von Wasserstoffleitungen und Batterien (Wasserstofferzeugungsverfahren, insbesondere unter Last), die als einzige Quellen angesehen werden, die bei normalem Betrieb zur Bildung einer brennbaren 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 Maßnahmen abgedeckt sind,
- Die Transformatoren und Leistungsschalter im Kernbereich enthalten kein Öl. Die bisherigen Erfahrungen zeigen jedoch, dass die Explosionsgefahr bei Transformatoren und Leistungsschaltern mit ölgefüllten Geräten zusammenhängt. Daher wird in diesem Punkt keine Explosionsgefahr angenommen.

Die durchgeführten Studien ermöglichten es insbesondere, die Wasserstoffleitungen und die Räume zu identifizieren, in denen Wasserstoffleitungen mit Besonderheiten verlaufen.

Die Zusammenfassung der Studien wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

Die Studien zur Unterstützung des 4-RP 900 werden anhand von drei Schwerpunkten durchgeführt, die sich aus der Methodik zum Schutz vor internen Explosionsrisiken, der Berücksichtigung erschwerender Faktoren und der Berücksichtigung von Betriebszeiten ergeben. Diese Studien berücksichtigen alle Erkenntnisse aus früheren Überprüfungen, die Anweisungen der GPO des 4-RP 900 sowie die speziellen Anweisungen zum Thema Explosionen im Rahmen des 4-RP 900.

- Anwendung der Methodik zum Schutz vor internen Explosionsrisiken
 - Überprüfung der Angemessenheit der Konstruktionsanforderungen:

Zwei Arten von Einwirkungen können zu einem vollständigen Bruch von Rohrleitungen und damit zu einer Freisetzung von Wasserstoff führen: RTHE (Rupture de Tuyauterie Haute Energie, Rohrbruch durch hohe Energie) und Erdbeben. Auch die fehlerhafte Demontage von Singularitäten² wurde als potenzieller Auslöser identifiziert.

Konstruktionsanforderungen für Kreisläufe

Die in den Referenzdokumenten geforderten Präventionsmaßnahmen für Wasserstoffleitungen verhindern die Freisetzung von Wasserstoff und die Entzündungsgefahr:

- konstruktive Dichtheit (vorzugsweise Membranventile, Schweißverbindungen, Überwachung im Betrieb und angepasste Wartung),
- geerdete Kreisläufe und Geräte,
- außerhalb des BR: systematische Überprüfung der Integrität bei Erdbeben (einschließlich Erdbebenereignissen) und nach dem Bruch von Hochdruckrohrleitungen (Peitschenhieb).

Es ist zu beachten, dass im Rahmen der 3-RP 900 Stützen hinzugefügt oder geändert wurden, um die Erdbebensicherheit zu gewährleisten, und dass Rahmen zum Schutz vor Peitschenhieben angebracht wurden.

Anforderungen an die Gestaltung von Räumen

Die Präventionsmaßnahmen für Räume, in denen Wasserstoffkreisläufe mit Besonderheiten verlaufen, die für den Nachweis der Sicherheit erforderlich sind, ermöglichen es, das Risiko der Bildung einer brennbaren Wolke zu begrenzen:

- Vorhandensein einer mechanischen Belüftung,
- Begrenzung der Toträume in Räumen und Anlagen,
- Vorhandensein einer Wasserstofferkennung (außer BR),
- Installation von Geräten und Ausrüstungen der Kategorie ATEX (angepasst an die

² Beispiele für Besonderheiten in einem Kreislauf: ein Ventil, eine nicht verschweißte Verbindung zwischen zwei Rohrleitungsabschnitten

ATmosphärische EXplosionsbedingungen) geeignet.

EDF hat zusätzlich eine Analyse der Wasserstoffübertragung von einem Risikoraum in einen Nicht-Risikoraum durchgeführt, der daher nicht mit ATEX-Geräten ausgestattet ist. Diese Analyse kam zu dem Schluss, dass die Übertragung durch Undichtigkeiten für das Lager CP0 Bugey keine Auswirkungen hat.

Abweichung von den Konstruktionsanforderungen

Im Rahmen des 3-RP 900 wurden Änderungen vorgenommen, um die Freisetzung von Wasserstoffabgasen in den Räumlichkeiten des BAN zu begrenzen oder sogar zu unterbinden.

Im Rahmen des 4-RP 900 sind keine weiteren Änderungen erforderlich. Die Anforderungen des Referenzsystems werden erfüllt:

- Die empfohlenen Maßnahmen zum Ausschluss oder zumindest zur erheblichen Begrenzung des Risikos der Freisetzung brennbarer Gase werden eingehalten, insbesondere ist die Belüftung der Batterieräume so dimensioniert, dass der entstehende Wasserstoff abgeführt wird und eine Ansammlung verhindert wird.
- In Räumen, in denen die Gefahr eines Wasserstoffaustritts nicht ausgeschlossen werden kann, ist ein Detektionssystem zur Überwachung installiert.

- Überprüfung der Begrenzung der Entzündungsgefahr für Risikoräume und zugehörige Lüftungskanäle:

In allen Räumen, die als „explosionsgefährdet“ eingestuft sind, müssen mögliche Ursachen für eine Explosion beseitigt werden: In diesen Räumen werden „ATEX“-zertifizierte Geräte (die so konstruiert sind, dass sie in einer explosionsfähigen Atmosphäre keine Zündquelle darstellen) installiert und die Stromkreise geerdet, um die Entzündungsgefahr von brennbaren Gemischen zu begrenzen.

Darüber hinaus muss bis zu dem Verdünnungspunkt, an dem die Wasserstoffkonzentration unterhalb der unteren Explosionsgrenze (UEG) liegt, überprüft werden, dass keine Entzündungsgefahr für eine brennbare Wolke besteht, die von einem Lüftungskanal aufgenommen wird.

Anlässlich des 3-RP 900 wurden alle Geräte an den Lüftungskanälen vom Abluftstutzen bis zum Verdünnungspunkt durch Geräte ersetzt, die *mindestens* ATEX 3G-zertifiziert sind, mit Ausnahme der KRT-Messketten.

Da eine ATEX-Zertifizierung dieser KRT-Ketten nicht möglich ist, wurde als Lösung die automatische Unterbrechung der Stromversorgung der KRT-Ketten zur Überwachung der Lüftungskanäle durch das Wasserstofferkennungssystem KHY gewählt (Aktenzeichen PNPP0926 Teil A). Auf diese Weise wird bei Vorhandensein von Wasserstoff in den überwachten und als gefährdet identifizierten Räumen und bei Ausbreitung in den Lüftungskanälen die Gefahr einer Entzündung der explosionsfähigen Atmosphäre durch die KRT-Ketten ausgeschlossen.

EDF hat die Analyse der Entzündungsrisiken einer explosionsfähigen Atmosphäre in den Abluftkanälen der BAN-Räumlichkeiten im Rahmen des 4-RP 900 abgeschlossen. Diese Analyse kam zu dem Schluss, dass in den Abschnitten der Abluftkanäle, in denen ein explosionsfähiges Gemisch vorhanden sein könnte, keine entzündungsgefährdeten Materialien vorhanden sind. Ergänzend dazu wurden bestimmte Lüftungskanäle geerdet (PNRL0924).

Ergänzend dazu hat im Rahmen des 4-RP 900 die Durchführung detaillierter dreidimensionaler Wasserstoffausbreitungsberechnungen die Ausbreitung eines brennbaren Gemisches in mehreren Räumen des BAN aufgezeigt. Im Rahmen des 4-RP4 900 müssen in diesen Bereichen nicht ATEX-konforme Geräte durch ATEX-konforme Geräte ersetzt werden. Dieser Austausch wird durch die Änderung PNPE0349 umgesetzt.

- Behandlung des BR:

Der BR unterliegt einer besonderen Überprüfung, da aufgrund seiner Konzeption, seiner Betriebs- und Installationsmaßnahmen das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre angesichts der im BR vorhandenen Luftmengen als vernachlässigbar gering eingeschätzt wird.

So kommen die im Rahmen des 3-RP 900 durchgeführten Studien, die eine Analyse des Explosionsrisikos im Reaktorgebäude enthalten, zu dem Schluss, dass kein Risiko besteht, und gelten weiterhin für das 4-RP 900.

EDF hat im Rahmen des 4-RP 900 ebenfalls eine Analyse des Risikos der lokalen Bildung eines entzündlichen H₂-Luft-Gemisches durchgeführt. Diese kam zu dem Schluss, dass kein Risiko besteht. Ergänzend dazu verlangt die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-I], dass EDF bis spätestens 31. Dezember 2025 EDF „die Risiken der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude, auch im Falle eines Erdbebens, quantifiziert bewertet, indem sie die Phänomene untersucht, die in der Nähe der betreffenden Leckagen auftreten können“, und „die möglichen Maßnahmen festlegt, die im Hinblick auf die Sicherheitsrisiken und den damit verbundenen Zeitplan zu ergreifen sind“.

- Analyse der funktionalen Auswirkungen – Behandlung von Räumen mit „erhöhtem Sicherheitsrisiko“:

Entsprechend den angekündigten Zielen (Konsolidierung der Grundsätze zur Bewertung der Auswirkungen der Explosion auf die Sicherheit, Berücksichtigung der Auswirkungen der Explosion auf die Brandabschnittsunterteilung) hat EDF die Analyse der Auswirkungen einer Explosion im Kernbereich außerhalb des Reaktorgebäudes auf die Sicherheit aktualisiert (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.

Für die Stufe CP0 Bugey ermöglichen die Studien die Begründung und Verfeinerung der in den Analysen der funktionalen Folgen berücksichtigten Annahmen: Auf der Grundlage der Berechnungsergebnisse (gutes Verhalten der Primärstrukturen des BAN, im Gebäude erzielte Überdruckfelder unter Berücksichtigung des Ausfalls von Sicherungen wie Türen, erdbebensicheren Trennwänden und Betonsteinwänden) wurden von Fall zu Fall realistische Aufprallbereiche definiert und die in diesen Bereichen berücksichtigten Auswirkungen an die Schwere der Explosionen in diesen Bereichen angepasst. Darüber hinaus wurde in diesen Analysen der Einfluss des Verlusts von Brandschutzelementen infolge einer Explosion berücksichtigt. Es wird davon ausgegangen, dass in den Räumen, die sich in den mit dem Explosionsbereich verbundenen Brandabschnitten befinden, Materialien, die nicht von Natur aus feuerfest sind, verloren gehen.

Die Ergebnisse der Analysen der funktionalen Auswirkungen sind eine Liste von Räumlichkeiten, die als „mit hohem Sicherheitsrisiko behaftet“ identifiziert wurden:

- Für die als „mit hohem Sicherheitsrisiko behaftet“ identifizierten Räumlichkeiten des BAN und für den Fall, dass es unmöglich ist, das Risiko zu beseitigen (z. B. durch Verlegung oder Schutz der Sicherheitsziele, automatische Isolierung der Leckage) nicht möglich ist, muss die Ausstattung dieser Räumlichkeiten ATEX 2G entsprechen.
- Für die als „erhebliches Sicherheitsrisiko“ identifizierten Batterieräume muss die Belüftung elektrisch notversorgt und erdbebensicher sein.

Einige neue Räumlichkeiten des BAN CP0 Bugey wurden als stark sicherheitsgefährdet eingestuft:

- Mit Ausnahme eines Raums des BAN wurden die Räume bereits als explosionsgefährdet (aber nicht als erhebliches Sicherheitsrisiko) gemäß 3^{ème} RP 900 eingestuft:
 - In den meisten Fällen wurden die Geräte standardmäßig durch ATEX-2G-Geräte ersetzt (PNXX0732 „Einrichtung von ATEX-Geräten“). Es ist daher nicht erforderlich, die bestehenden Bestimmungen zur Begrenzung der Zündgefahr in diesen Räumlichkeiten zu verschärfen.

- Einige Räume des BAN enthielten ATEX-3G-Geräte gemäß dem Referenzsystem der 3- RP 900: In diesen Räumen ersetzt EDF die mit dem TEG-System verbundenen Geräte durch ATEX-2G-Geräte.
- Ein Raum des BAN CP0 Bugey wurde aufgrund von Änderungen des Referenzsystems RP4 900 (Berücksichtigung von Bränden, die durch Explosionen verursacht werden, und Verwendung einer neuen 3D-Berechnungsmethode, mit der insbesondere die Auswirkungen von Explosionen auf den Tiefbau bewertet werden können) als „erhebliches Sicherheitsrisiko“ eingestuft und war gemäß der 3- RP 900 nicht als Risiko identifiziert worden: Für diesen Raum ersetzt EDF alle nicht ATEX-konformen elektromechanischen Geräte durch Geräte der ATEX-Stufe 2G.

Was die Batterieräume in den Gebäuden BL und BW betrifft, so stellen einige von ihnen aufgrund der Anwendung der Grundsätze der Methodik des 4-RP 900 ebenfalls ein erhebliches Sicherheitsrisiko dar. Daher müssen die Systeme DVLd und DVLe erdbebensicher sein. Das Projekt PNPE0118 „Erdbebensicherung der Belüftung der Batterieräume“ wird im Rahmen des 4-RP 900 umgesetzt, um die Belüftungssysteme der Batterieräume (DVLd und DVLe) erdbebensicher zu machen, und stellt die Maßnahme zur Erreichung des Ziels der Risikoprävention dar. Darüber hinaus wird bei Feststellung eines Ausfalls der Belüftung oder eines Wasserstoffaustritts in den Batterieräumen eine Maßnahme des Bedieners eingeleitet: Öffnung der Türen der Batterieräume, um durch die Belüftung der angrenzenden Räume wieder für Luftzirkulation zu sorgen.

Die Räumlichkeiten mit „*erheblichem Sicherheitsrisiko*“ wurden von EDF zusätzlich untersucht, um die Durchführbarkeit und Relevanz zusätzlicher Schutzmaßnahmen zu analysieren. In diesem Zusammenhang wird EDF im Rahmen der Phase B eine Betriebsuntersagung für bestimmte Räumlichkeiten mit erheblichem Sicherheitsrisiko verhängen, um das Risiko eines Wasserstoffaustritts zu verringern.

Ergänzend zu den durchgeführten Studien und den bereits festgelegten Maßnahmen verlangt die von der ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase des 4-RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-I], dass EDF bis spätestens 31. Dezember 2025: *„identifiziert für Explosionen, die zum Verlust einer Sicherheitsfunktion führen können, Situationen, in denen die Verfügbarkeit der für die Erreichung und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors erforderlichen Ausrüstung nicht gewährleistet ist“ und definiert „die möglichen Maßnahmen, die im Hinblick auf die Sicherheitsrisiken und den damit verbundenen Zeitplan zu ergreifen sind“.*

- Risikoprävention innerhalb der Kreisläufe:

Die bestehenden Konstruktions- und Betriebsvorschriften (Sauerstoffmesser, Stickstoffinertisierung, abnehmbare Manschette usw.) verhindern die Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre innerhalb der Kreisläufe.

Um sicherzustellen, dass diese Bestimmungen dem Ziel der Risikoprävention gerecht werden, wurde auf der Grundlage nationaler und internationaler Erfahrungen eine Analyse des Risikos der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre in den Kreisläufen durchgeführt. Diese Erfahrungen wurden auf das Risiko außerhalb der Kreisläufe (einschließlich außerhalb der Gebäude des Kernkraftwerks) ausgeweitet. Sie kommen zu dem Schluss, dass die bestehenden Präventions- und Betriebsvorschriften angesichts der gemeldeten Vorfälle dem Ziel entsprechen.

Ergänzend dazu hat EDF eine Methodik entwickelt und angewendet, mit der alle potenziellen und plausiblen Szenarien für die Analyse des Explosionsrisikos innerhalb der Kreisläufe des Kernkraftwerksblocks identifiziert werden können. Die Anwendung dieser Methodik auf die CP0-Anlagen in Bugey bestätigt die Robustheit der allgemeinen Prinzipien des Überdruckbetriebs, die durch technische Systeme wie Inertisierung (Inertgas: Stickstoff), die kontinuierliche instrumentelle Überwachung, die Probenahme und die automatische Abschaltung bei Sauerstofferkennung (TEG) unterstützt werden, die zur Beherrschung der Explosionsrisiken innerhalb der Kreisläufe beitragen. Die im Rahmen dieser Anwendung durchgeführte Analyse zeigt jedoch ein plausibles Explosionsszenario auf. Für dieses Szenario setzt EDF eine zusätzliche Maßnahme um, mit der das Explosionsrisiko innerhalb einer RCV-Abdeckung (PNRS0024) verringert werden kann.

- Wasserstofffreisetzungen außerhalb der demontierbaren Teile:

EDF hat seine Darstellung des Explosionsrisikos im Zusammenhang mit den Wasserstoffleitungen des BAN durch die Analyse der Möglichkeit von Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile untermauert. Diese Studie hat die Robustheit der Konstruktion aufgezeigt.

Räume, in denen ein potenzieller Auslöser für ein Leck in Betracht kommt und in denen eine Explosion zu einer gemeinsamen Ausfallart einer Sicherheitsfunktion führen würde, werden als „sensible Räume“ bezeichnet. Im Rahmen der Folgemaßnahmen des GP Agressions hat EDF seine Analyse außerdem erweitert, indem es die funktionalen Folgen einer Explosion nach einem Leck in einem laufenden Abschnitt überprüft hat: EDF hat 17 „sensible“ Räume identifiziert. Die in diesen Räumen vorhandenen Rohrleitungen, durch die ein Wasserstoffgemisch fließt, werden vom Betreiber überwacht. Zukünftige Entwicklungen der Überwachungsmodalitäten für Rohrleitungen, die mit Wasserstoff gefüllte Flüssigkeiten transportieren, werden diese Besonderheit berücksichtigen. Als Antwort auf den ersten Absatz der oben genannten Vorschrift [AGR-G-I] wird EDF zusätzliche Analysen auch für sensible Räume vorlegen.

➤ Abwandlung des erschwerenden Umstands

Gemäß dem in Absatz § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen besteht die Überprüfung der Robustheit der Anlage hinsichtlich des erschwerenden Faktors aus einer Studie, in der plausible Kumulationen interner Explosionen mit einem erschwerenden Faktor für aktive Ausrüstungen berücksichtigt werden, die dazu dienen, den Angriff zu verhindern oder dessen Folgen zu begrenzen (Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen).

Ziel ist es, sicherzustellen, dass die folgenden Ziele durch die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors nicht in Frage gestellt werden (und gegebenenfalls wird überprüft, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheitsfunktionen bestehen):

- Verhinderung der Bildung einer brennbaren Wolke,
- die Verhinderung einer Explosion.

Die Funktionen, die zur Verhinderung der Bildung einer entzündlichen Wolke beitragen, sind:

- die Belüftung (unter Anwendung des Prinzips der Betriebskontinuität kann die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors ausgeschlossen werden),
- die Ansteuerung eines Absperrventils bei der Erkennung von Wasserstoff in bestimmten Räumen des BAN und des BW,
- die Überwachung des Vorhandenseins eines Lüftungsdurchsatzes in den Batterieräumen.

Die einzige Maßnahme, mit der die Entzündung einer Explosion verhindert werden kann, ist die Installation von Geräten, die für explosionsgefährdete Bereiche (ATEX) der Stufe 3G oder 2G für Räume mit hohem Sicherheitsrisiko zertifiziert sind. Es handelt sich hierbei um eine passive Maßnahme.

Um Explosionen in Räumen mit explosionsgefährdeter Atmosphäre zu verhindern, wird die Stromversorgung elektrischer Geräte in bestimmten Räumen an die Wasserstofferkennung gekoppelt. Diese Kopplung wird als erschwerender Faktor angesehen.

Es wurden Analysen durchgeführt, um den erschwerenden Faktor in den verschiedenen Steuerungsketten zu berücksichtigen: Sie kommen alle zu dem Schluss, dass die Erkennung (das unzuverlässigste Element der Kette) verstärkt werden muss, die daher doppelt ausgeführt wird („Erschwerender Faktor WENRA für die Wasserstofferkennung“ PNPP0926 Teil C).

Die Erkennung von Unterdurchfluss in den Belüftungssystemen der Batterieräume wird ebenfalls ergänzt, indem als erschwerender Faktor eine Wasserstofferkennung in diesen Räumen hinzugefügt wird („Hinzufügen eines Wasserstoffdetektors in den Batterieräumen“ PNPP0926 Teil B).

In Übereinstimmung mit der Vorschrift [AGR-G-II], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase 4^{ème} RP 900 hat EDF die Schutzvorkehrungen gegen eine interne Explosion identifiziert, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zu Ausfällen der redundanten Wasserversorgung oder der Kühlsysteme des Brennelementlagers führen würde, und die Maßnahmen festgelegt, die zur Verringerung des Ausfallrisikos dieser Vorkehrungen zu ergreifen sind, die mit diesen Mitteln verbundenen Betriebsanforderungen sowie den entsprechenden Zeitplan für die Umsetzung:

- Änderungen der Betriebsvorschriften;
 - Einrichtung eines Alarmsystems, das im Kontrollraum alle Türen mit Sicherheitsfunktion meldet (PNPE0337).
- Berücksichtigung der Reaktionszeiten der Bediener

Gemäß dem in Abschnitt 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen besteht die Studie darin, alle erforderlichen Maßnahmen des Bedieners im Kontrollraum und vor Ort zum Schutz vor Angriffen zu ermitteln und zu überprüfen, dass kein „*Klippeneffekt*“ auftritt, wenn man eine Verlängerung der Bedienzeit zur Durchführung dieser Maßnahmen berücksichtigt.

Der einzige Fall, in dem ein Eingreifen des Bedieners erforderlich ist, ist der Ausfall der Belüftung oder der Nachweis von Wasserstoff in einem Batterieraum, was zur lokalen Überwachung der Wasserstoffkonzentration, zum Öffnen der eventuellen Zwischenraumklappen und der Raumentür führt. Die Maßnahme des Bedieners wird weit vor Erreichen der UEG durchgeführt, sodass keine Gefahr der Bildung einer entzündlichen Wolke besteht. Es sind daher keine zusätzlichen Vorkehrungen erforderlich.

Darüber hinaus werden für die Einsatzkräfte in Kernkraftwerken anlässlich des 4-RP 900 Übungen zum Thema interne Explosion durchgeführt, um die ordnungsgemäße Umsetzung der in der Demonstration zur Explosionsrisikokontrolle bewerteten Gegenmaßnahmen zu beurteilen.

Außerhalb des Kernkraftwerks

Die Studien dienen dazu, sicherzustellen, dass die angenommenen Wasserstoffaustrittsszenarien beherrscht werden und dass die Restwirkungen einer Explosion in Bezug auf die Ziele, die eine Sicherheitsfunktion gewährleisten, akzeptabel sind.

Außerhalb der Kerninsel bestehen die größten Explosionsrisiken in Maschinenräumen, Technikgängen, Kanälen, Gaslagern und Schnellentleerungsstationen für Generatoren. Dieser Ansatz wird durch Sicherheitsauswirkungsanalysen ergänzt, bei denen die Kombination von Blitzschlag und Explosion, durch starken Wind verursachte Projektile und Explosionen sowie erschwerende Faktoren bei der Untersuchung des Risikos einer internen Explosion außerhalb des Reaktorgebäudes berücksichtigt werden. Die Berücksichtigung der Empfindlichkeit gegenüber den Reaktionszeiten des Bedieners ist irrelevant, da in der Demonstration keine Maßnahmen des Bedieners bewertet werden.

Die Explosionsgefahr beim Transport gefährlicher Güter wird auch 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 internen Explosionsrisiken Analyse des Wasserstoffexplosionsrisikos im Maschinenraum:

Drei Arten von Einwirkungen (RTHE, Erdbeben, Brand) können zu einem vollständigen Bruch einer Wasserstoffleitung führen, sei es durch den Aufprall eines umgebenden Materialfragments, das infolge eines Erdbebens auf die Leitung fallen könnte, durch einen Stoß (RTHE) oder durch eine Versprödung durch Erhitzung (Feuer). Auch die fehlerhafte Demontage von Sonderteilen wurde als potenzieller Auslöser identifiziert.

Das Worst-Case-Szenario wäre das vollständige Entleeren des in der Lichtmaschine enthaltenen Wasserstoffs infolge eines Bruchs der Ölrücklaufleitung im GHE-Kreislauf. Unter diesen Umständen können zwei Explosionen unterschiedlicher Art auftreten:

- Explosion des Wasserstoffstrahls: Der dabei entstehende Überdruck könnte zur Abtrennung der Verkleidung des Maschinenraums führen, würde jedoch die Stabilität des Maschinenraums nicht beeinträchtigen.
- Explosion einer Wasserstoffwolke (im oberen und unteren Bereich): Der entstehende Überdruck könnte zur Beschädigung der Verkleidung des Daches und des oberen Teils des Maschinenraums führen, würde jedoch die Wände des Maschinenraums nicht beschädigen.

Diese beiden Explosionen können zum Ausfall der EIPS im Maschinenraum führen. Der Ausfall dieser Anlagen beeinträchtigt jedoch nicht die grundlegenden Sicherheitsfunktionen, da entweder die von diesen Anlagen erfüllte Funktion nicht beeinträchtigt wird oder sie durch andere Funktionen im Kernbereich kompensiert wird.

Somit entspricht die Konzeption der Maschinenräume der Stufe CP0 Bugey den Sicherheitsanforderungen im aktuellen Zustand der Anlagen.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Technikgängen:

Der Gaspark ist an den Maschinenraum angebaut. Es gibt keinen Technikraum, in dem Wasserstoff gelagert wird.

Analyse des Wasserstoffexplosionsrisikos an den Schnellentleerungsstationen des Generators:

Zu den Faktoren, die die Unversehrtheit der Wasserstoffleitungen der Schnellentleerungsstationen des Generators beeinträchtigen können, zählen für die Stufe CP0 Bugey:

- Erdbeben,
- Brände,
- durch starken Wind verursachte Projektile (PGGV),
- Blitzeinschläge.

Angesichts dieser Angriffe wird als Szenario die Entleerung 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 Stufe CP0 Bugey befindet sich kein Sicherheitsziel in weniger als 25 m Entfernung von den Schnellentleerungsstationen des Generators. Die Wasserstoffexplosion an den Schnellentleerungsstationen des Generators hat keine Auswirkungen auf die Sicherheit.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Kanälen:

Am Standort Bugey gibt es keine wasserstoffhaltigen Abflussrinnen.

Risikoanalyse in Pumpstationen:

Die Pumpstationen in Bugey enthalten keine Leitungen, durch die Gase strömen, die eine Explosionsgefahr darstellen könnten.

Analyse des Wasserstoffexplosionsrisikos in den Gasparks:*Analyse des REU (Risque d'Eclatement Unitaire, Einzelausbruchrisiko)*

Durch die Entfernung der GRV/RAZ- und GNU-Gasparks zu den Sicherheitszielen kann eine Beschädigung durch die bei einer Explosion entstehende Druckwelle ausgeschlossen werden. In Bezug auf das Risiko eines einzelnen Projektils kommt die am Standort durchgeführte probabilistische Studie zu dem Schluss, dass die Wahrscheinlichkeit eines radioaktiven Freisetzens als vernachlässigbar gering einzustufen ist.

Analyse der internen Dominoeffekte (RDI)

In den Gasparks GRV/RAZ und GNU erfolgt die Trennung der Behälter (Gasflaschenrahmen und einzelne Gasflaschen) durch nicht umschlossene Bunker aus Stahlbeton. Die Feuerwiderstandsfähigkeit dieser Wände ist ausreichend, um jegliche Explosionsgefahr für benachbarte Behälter durch den Wärmefluss, der durch den Brand eines Behälters im Park entsteht, auszuschließen.

Diese Bestimmungen ermöglichen es, das Risiko eines Dominoeffekts durch einen großflächigen Brand innerhalb des Gasparks auszuschließen.

Analyse der RIE (Explosionsrisiken aufgrund eines großflächigen Brandes externen Ursprungs)

Die wichtigste Maßnahme gegen die Gefahr eines externen Brandes ist die physische Entfernung der Gaslager von den als gefährdet identifizierten Elementen, nämlich:

- nicht kasematisierte Transformatoren,
- Straßen oder Parkplätze,
- Gebäude ohne Brandschutzwände.

Die Errichtung der Gasparks GRV/RAZ und GNU entspricht den Abstandsregeln, mit Ausnahme eines nicht kasematisierten Transformators, für den eine Brandschutzwand errichtet wurde. Diese Vorkehrungen schließen das Risiko eines Dominoeffekts durch einen Großbrand außerhalb des Gasparks aus.

Analyse externer Einwirkungen (Erdbeben, RTHE, PGGV, Blitzschlag und Brand)

Angesichts des Risikos einer Beschädigung der unter Druck stehenden Anlagen und der damit verbundenen Folgen kommt die standortspezifische Explosionsrisikoanalyse zu dem Schluss, dass geeignete Schutzmaßnahmen erforderlich sind, wie z. B.:

- Für GRV-Parks (außer Flüssigstickstofftanks):
 - Schutz der Gaslager vor äußeren Einflüssen (Brände außerhalb der Anlage, Erdbeben bei explosiven Gasen, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile bei explosiven Gasen, Blitzschlag), um Explosionsgefahren vorzubeugen.
- Für den Flüssigstickstofftank RAZ:
 - Schutz des Stickstoffbehälters vor äußeren Einflüssen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile, Blitzschlag), um das Risiko einer BLEVE (Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion) zu vermeiden.
- Für GNU-Gasparks (PNPP0012):
 - Schutz der Gasspeicher vor äußeren Einflüssen (Brände außerhalb der Anlage, Erdbeben, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile, Blitzschlag), um Explosionsgefahren zu vermeiden.

Analyse des Explosionsrisikos infolge eines Blitzschlags (Kombination aus Blitzschlag und Explosion):

Die bei der Konzeption des Maschinenraums und des Gasparks zugrunde gelegten Kriterien schließen Blitzschlag als potenziellen Angriff auf die Wasserstoffleitungen aus.

Daher sind keine Änderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung der Kumulation Blitzschlag/Explosion in den Studien für das 4-RP 900 für Gebäude außerhalb des Kernbereichs zu erwarten.

Risikoanalyse im Zusammenhang mit dem internen Transport gefährlicher Güter (außer radioaktiven Stoffen):

Es wurde eine spezifische Analyse der Risiken „Explosion“, „Brand“ und „Freisetzung gefährlicher (giftiger) Stoffe“ eines Lkw, der gefährliche Güter transportiert, durchgeführt. Das Thema des Transports gefährlicher Güter wird in Abschnitt 0 „Beherrschung industrieller Risiken“ behandelt.

- Untersuchung der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in den Studien

Die von dieser Analyse betroffenen Gebäude und Bauwerke des konventionellen Blocks sind:

- der Maschinenraum,
- die Schnellentleerungsstation des Generators,
- die Gaslager.

Im Maschinenraum und an der Schnellentleerungsstation des Generators sind keine Vorkehrungen erforderlich, um die Folgen einer Explosion infolge eines Erdbebens, eines Brandes oder einer RTHE zu verhindern oder sich davor zu schützen. In diesem Zusammenhang wird gemäß dem gewählten Ansatz zur Anwendung eines erschwerenden Faktors in den Studien kein erschwerender Faktor berücksichtigt.

In Bezug auf die Gaslagerstätten handelt es sich bei den zur Berücksichtigung des Explosionsrisikos bewerteten Maßnahmen um passive Maßnahmen.

Die Anwendung eines erschwerenden Faktors hat somit keine Auswirkungen auf die Sicherheit. Daher sind für das 4-RP 900 für Gebäude außerhalb des Kernbereichs keine Änderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung des erschwerenden Faktors in den Studien zur „internen Explosion“ erforderlich.

❖ Fazit

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden bedeutende Fortschritte beim Nachweis der Sicherheit erzielt. Insbesondere konnten durch detaillierte und umfassende Studien die Auswirkungen von Explosionen auf die Anlagen physikalisch charakterisiert und somit die für die Analyse der funktionalen Folgen zugrunde gelegten Annahmen quantitativ begründet werden.

Darüber hinaus führen die durchgeführten Studien unter Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte und insbesondere des erschwerenden Faktors zu Ergänzungen des Sicherheitsnachweises und zur Umsetzung zusätzlicher Maßnahmen.

Für Gebäude mit „Kernbereich“:

Diese Studien und die damit verbundenen Änderungen, die für das 4. RP 900 umgesetzt werden ermöglichen:

- das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre in den Räumlichkeiten des BAN zu verringern,
- die Verringerung des Risikos eines Ausfalls der Belüftung in den Batterieräumen und des Risikos einer Wasserstoffansammlung.

Ergänzende Studien werden gemäß der Vorschrift [AGR-G] durchgeführt, die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 herausgegeben wurde.

Für Gebäude außerhalb des Kernkraftwerksbereichs:

Die Untersuchung des internen Explosionsrisikos (unter Berücksichtigung der getroffenen Schutzmaßnahmen) ergab, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheit zu erwarten sind (im Fall von Maschinenräumen, Schnellentleerungsstationen für Generatoren und Gasparks).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE0118 „Erdbebensicherung der Belüftung der Batterieräume“,
- PNPP0012 „Umbau und Wiederaufbau der SGZ-Gasparks zur Einhaltung der Vorschriften für interne Explosionen“,
- PNPP0926 Teil A „Abschaltung der KRT-Kette bei KHY-Erkennung im Lüftungskanal“,
- PNPP0926 Teil B „Einbau von Wasserstoffdetektoren in den Batterieräumen“,
- PNRL0924 „Erdung der Lüftungskanäle“,

wurden vollständig im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE0349 „Ersatz von Detektoren des Brandmeldesystems (JDT): ATEX-Geräte“ wurde teilweise in den Räumlichkeiten der beiden Blöcke 2/3 durchgeführt. Die restlichen Arbeiten werden im Rahmen eines speziellen Programms durchgeführt und spätestens 2025 in den beiden Blöcken 2/3 des Kernkraftwerks Bugey integriert.

Die Änderungen:

- PNPP0926 Teil C „Verschärfte WENRA-Vorgaben für die Wasserstoffdetektion“,
- PNPE0337 „Einrichtung von Alarmvorrichtungen an Brandschutztüren mit Verriegelung, um deren geschlossenes Bleiben zu gewährleisten“

wird derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4^{RP} 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung PNRS0024 „Sicherung der H₂-Leitung des RCV-Behälters“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4^{RP} 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

2.2.1.3 Interne Überschwemmung, Rohrleitungsausfälle und Ausfälle von Behältern, Pumpen oder Hochleistungsventilen

Generischer Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Anlässlich des 4^{RP} 900 hat EDF seinen Sicherheitsnachweis für die Störfälle „*Interne Überschwemmung*“ und „*Rohrleitungsversagen*“ weiterentwickelt, um insbesondere die WENRA-Referenzwerte zu berücksichtigen (Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors, Durchführung einer Sensitivitätsstudie zur Verlängerung der Betreiberfristen). Die Studien zum Referenzsystem „*Interne Überschwemmung*“ und „*Rohrleitungsversagen*“ wurden unter Berücksichtigung von Betreiberfristen weiterentwickelt, die denen der Unfallstudien ähneln. Die Studie zur Überschwemmung durch Schwappen im Falle eines RTHE wurde ebenfalls weiterentwickelt, indem der durch Schwappen verursachte Ausfall der Rohrleitung berücksichtigt wurde, der hinsichtlich des Wasservolumens über eine konventionelle Abflussdauer von einer Stunde am nachteiligsten ist.

Die Studien „*Interne Überschwemmung*“ und „*Rohrleitungsausfälle*“ haben folgende Ziele:

- Sicherzustellen, dass eine „*interne Überschwemmung*“ oder „*Rohrleitungsausfälle*“ den Durchgang und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks nicht verhindern. In der Praxis bedeutet dies, zu überprüfen, dass die Beeinträchtigung kein Risiko für den gemeinsamen Modus der Geräte darstellt, die die Rückkehr und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks ermöglichen, sowie für deren Trägersysteme.
- Es ist zu überprüfen, dass eine „*interne Überschwemmung*“ oder „*Rohrleitungsausfälle*“ nicht zu einer Überschreitung der Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts führen. In der Praxis muss das Zurückhalten kontaminierter Flüssigkeiten innerhalb von Gebäuden oder Strukturen jegliche Verschmutzung des Oberflächen- oder Grundwassers verhindern.

Es wird eine Studie zum gleichzeitigen Auslaufen von nicht erdbebensicheren Behältern außerhalb des Referenzszenarios für interne Überschwemmungen durchgeführt, um sicherzustellen, dass keine gemeinsamen Ursachen vorliegen, die den Rückzug und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks verhindern, und dass die Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts nicht überschritten werden.

EDF berücksichtigt bei der Nachweisführung zur nuklearen Sicherheit auch das Risiko eines Versagens von Druckgeräten als interne Beeinträchtigung. Studien zum Versagen von Behältern, Pumpen oder Ventilen ergänzen die Schutzmaßnahmen gegen das Versagen von Rohrleitungen.

Die Studien „Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen“ haben folgende Ziele:

- Sicherstellen, dass ein Projektil, das durch den Ausfall eines Behälters, einer Pumpe oder eines Ventils entsteht, den Rückzug und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks nicht verhindert. In der Praxis bedeutet dies, zu überprüfen, dass die Beschädigung nicht zu einem Risiko für den gemeinsamen Modus der Geräte führt, die den Rückzug und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors sowie seiner Unterstützungssysteme ermöglichen.
- Es muss sichergestellt werden, dass ein Projektil, das aus einem defekten Behälter, einer defekten Pumpe oder einem defekten Ventil stammt, nicht zu einer Überschreitung der Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts führt. In der Praxis muss das Zurückhalten kontaminierter Flüssigkeiten innerhalb von Gebäuden oder Strukturen jegliche Verschmutzung des Oberflächen- oder Grundwassers verhindern.

Zusätzlich zu den Auswirkungen der Projektile in den Räumen, in denen sich die Anlagen befinden, ergänzt EDF sein Vorgehen durch die Überprüfung der Widerstandsfähigkeit des Bauwerks anhand einer repräsentativen Stichprobe von internen Projektilen im BR, die bei der Konstruktion berücksichtigt wurden. Für den 4-RP 900 wurde diese Stichprobe durch die Absperrventile der RIS-Akkumulatoren (in Übereinstimmung mit den für den EPR Flamanville 3 untersuchten Flugkörpern) innerhalb des BR und durch ein Ventil außerhalb des BR ergänzt. Ziel ist es, sicherzustellen, dass diese Projektile die Betonwände nicht durchschlagen.

❖ Zusammenfassung der Studien

➤ Interne Überschwemmungen und Rohrleitungsausfälle

Untersuchung der Störfälle „Interne Überflutung“ und „Rohrleitungsversagen“:

Die Methodik zur Durchführung der Studie zu den Einwirkungen „Interne Überschwemmung“ und „Rohrleitungsausfälle“ ist auf den Kernbereich und den konventionellen Bereich der CP0-Stufe Bugey anwendbar. Sie umfasst Folgendes:

- Ermittlung des schädlichsten Wasservolumens. Es ist anzumerken, dass EDF anhand von Erfahrungswerten und den Schlussfolgerungen der verfügbaren experimentellen Studien zum RTHE-Peitschenhieb begründet hat, dass die für die Studien zur internen Überflutung zugrunde gelegte Annahme eines einzigen Ausfalls infolge eines Peitschenhiebs an einer Hochdruckleitung relevant ist.
- Identifizierung der durch interne Überschwemmung (Eintauchen und Besprühung), Peitschen, Strahlwirkung und Veränderung der Umgebungsbedingungen im Falle eines RTHE funktionsunfähig gewordenen Geräte;
- Durchführung von Funktionsanalysen, um über die Akzeptanz der Nichtverfügbarkeit von Ausrüstung zu entscheiden.
- Analyse des Managements der Eindämmungsmaßnahmen.

Was die Kerninsel betrifft, haben Studien das Vorhandensein potenzieller gemeinsamer Modi sowie potenzieller Ableitungen kontaminierter Abwässer außerhalb der Gebäude aufgezeigt. Um diese potenziellen gemeinsamen Modi und Ableitungen von Abwässern nach außen zu vermeiden, wurden Änderungen festgelegt:

- In Bezug auf die Behandlung potenzieller gemeinsamer Ausfallmodi:
 - Die Änderung PNPE0032 Band A umfasst mehrere Teile (Ersatz bestimmter Schaltschränke durch Geräte mit höherer Schutzart (IP), Einbau von Anti-Peitschen-Rahmen (CAF) an Rohrleitungen, Umleitung von Rohrleitungen, Abdichtung von Durchführungen, Einbau von Bodensiphons);
 - Die Änderung PNPE0032 Band B besteht darin, die RCV-Schränke spritzwassergeschützt zu machen.
 - Die Änderung PNPE0032 Band C zielt darauf ab, die Menge des in bestimmte Räume eingeleiteten Abwassers durch eine Verstärkung der Struktur und die Installation eines Anti-Schlagrahmens (CAF) an einer Rohrleitung zu begrenzen.
 - Um die Wasserhöhe in bestimmten Räumen zu begrenzen, werden Überläufe und Siphons eingerichtet (PNPE0108).

- Im Hinblick auf die Eindämmung der Abwässer im BANG werden im Rahmen der Projekte PNPE0032 Band D und PNPE0108 Änderungen vorgenommen.

Studien zur konventionellen Insel haben gezeigt, dass bestimmte Trichter der Pumpstation abgedichtet und die Schränke vor Beschädigungen geschützt werden müssen (PNPE0144).

Studie zur Sensibilität gegenüber Verzögerungen durch Betreiber:

Durch die Berücksichtigung der von den WENRA-Referenzwerten empfohlenen Betreiberfristen konnte überprüft werden, dass die Verlängerung der Fristen vor der Isolierung des Lecks keine wesentlichen Auswirkungen auf das Wasservolumen oder die Funktionsanalyse hat und die Schlussfolgerungen der Studien zur Umsetzung des Referenzsystems nicht in Frage stellt.

Berücksichtigung des erschwerenden Umstands:

Bei den EDA (Equipements de Disposition Agression, Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen) wurde eine erschwerende Tatsache berücksichtigt, indem der ungünstigste Fall unter den Isoliervorrichtungen, Detektionsvorrichtungen oder Entwässerungspumpen, wenn diese genutzt werden, herangezogen wurde. Aufgrund dieser Studien wurde eine Änderung zur Verdopplung der Mittel zur Erkennung einer internen Überschwemmung umgesetzt (PNPE0032 Band D).

Der erschwerende Faktor wurde aufgrund ihrer hohen Zuverlässigkeit nicht auf manuelle Ventile angewendet. Es wurde eine zusätzliche Studie durchgeführt, um Ventile zu identifizieren, die für die Sicherheit von Bedeutung sind. Im Ergebnis dieser Studie wurden keine Ventile identifiziert, die für die Sicherheit von Bedeutung sind.

Ergänzend zu diesen Studien wurde ein Verfahren zur Analyse des Ausfallrisikos der statischen Ausrüstung für interne Überschwemmungsstudien eingeführt. Darauf folgte eine Studie, mit der sicherheitsrelevante Entwässerungssysteme identifiziert wurden, deren Betriebsanforderungen an ihre Bedeutung angepasst werden müssen.

Untersuchung der gleichzeitigen Entleerung von nicht erdbebensicheren Tanks:

Die Methodik zur Untersuchung der gleichzeitigen Überflutung von nicht erdbebensicheren Behältern ist wie folgt aufgebaut:

- Identifizierung aller nicht erdbebensicheren Stauseen, ihres Volumens und ihres Standorts;
- Bestimmung der Überschwemmungsquellen nach Reservoirgruppen;
- Für jedes Überschwemmungsgebiet Durchführung einer Studie zur Ausbreitung und Verteilung des Wassers gemäß der Methodik, die für die Studien zu den Gefahren „Rohrleitungsausfälle“ und „Interne Überschwemmung“ verwendet wurde;
- Überprüfung, dass zwischen allen Ausbreitungs- und Ausbreitungsphasen keine Interferenzbereiche vorhanden sind;
- Durchführung von Funktionsanalysen in Verbindung mit den gemäß der für die Untersuchungen zu den Störfällen „Rohrleitungsausfälle“ und „Interne Überschwemmung“ verwendeten Methodik identifizierten gemeinsamen Betriebsarten. Dieser Schritt dient dem Ziel der Ausfallsicherheit und der Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks.
- Überprüfung der Eindämmung der Gesamtmenge der Abwässer aus den nicht seismischen Behältern in den Gebäuden. Dieser Schritt entspricht dem Ziel, die Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts nicht zu überschreiten.

Die funktionale Analyse gemeinsamer Modi hat gezeigt, dass die kumulierten Funktionsausfälle infolge der gleichzeitigen Entleerung der nicht seismischen Behälter die Rückkehr und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks nicht gefährden. Die Studie hat jedoch eine Ableitung von Abwässern aufgezeigt, die zu einer Ausbreitung der Rückhaltebehälter nach außen führen könnte. Die Analyse der in die Atmosphäre freigesetzten Aktivität kommt zu dem Schluss, dass das Ziel der Begrenzung der radiologischen Folgen erreicht wurde.

➤ Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen

Der gewählte Ansatz zur Behandlung des Risikos dieser Beeinträchtigung besteht darin:

- Ermittlung der Materialien, deren Ausfallrisiko untersucht werden muss;
- Analyse des Ausfalls der betroffenen Materialien und seiner Folgen und gegebenenfalls Vorschlag von Lösungen.

Die Art der durchzuführenden Untersuchung hängt davon ab, ob es sich um Hoch- oder Mittelenergie handelt und wie hoch die Qualität der Konstruktion und Fertigung der betroffenen Materialien ist.

Ausfall einer Pumpe:

Im Falle eines Pumpenausfalls kann aufgrund der Konstruktions- und Fertigungsmerkmale der Ausrüstung davon ausgegangen werden, dass der Abschuss von Raketen, der zu inakzeptablen Folgen führen könnte, ausgeschlossen ist.

Bei Kreispumpen ist der größte Teil der gespeicherten Energie Rotationsenergie. Ausfälle können durch Defekte an rotierenden Teilen oder übermäßige Belastungen verursacht werden. Diese Energie reicht jedoch nicht aus, um Projektile zu erzeugen, die zu inakzeptablen Schäden führen könnten. Insbesondere bei Pumpenrädern hat die Erfahrung der Pumpenhersteller gezeigt, dass ein von einem Rad erzeugtes Projektil das Pumpengehäuse nicht durchdringt.

Dies gilt auch für Kolbenpumpen, da diese nur eine geringe Bewegungsenergie haben, sowie für Kompressoren und Raketen aus Elektromotoren, da deren Stator als Schutzhülle gegenüber einer möglichen Rakete dient.

Darüber hinaus sind Ventilatoren aufgrund der geringen gespeicherten Energie nicht in der Lage, mögliche Projektile zu erzeugen.

Ausfälle von Behältern oder Ventilen:

Der Ansatz unterscheidet zwischen Komponenten für hohe Energie und Komponenten für mittlere Energie. Nur Komponenten für hohe Energie (d. h. Komponenten, die ein Fluid in flüssiger oder dampfförmiger Phase mit einem Druck von mehr als 20 bar relativ und/oder einer Temperatur von mehr als 100 °C transportieren) können bei einem Bruchversagen interne Projektile erzeugen.

Wenn diese Hochenergiekomponenten gemäß einem Nuklearkodex (RCC-M, ASME Section III oder gleichwertig) konstruiert und hergestellt werden, ist ein vollständiger mechanischer Bruchausfall ausgeschlossen.

Die Hochenergie-Ausrüstung, deren Ausfallfolgen untersucht werden, umfasst:

- Ventile, die nicht gemäß einem Nuklearkodex konstruiert oder hergestellt wurden;
- Behälter, die nicht als IPS oder IPS-NC klassifiziert sind.

Die Ergebnisse der Studien bestätigen die Robustheit der Anlagen gegenüber Projektilen, die durch den Ausfall von Hochleistungsbehältern und -ventilen entstehen. Die Folgen einer möglichen internen Überschwemmung aufgrund eines Ausfalls von Ventilen und Behältern werden im Rahmen der Studien „Interne Überschwemmung“ berücksichtigt.

Beständigkeit der Bauwerksstruktur gegenüber Projektilen:

Die Ergebnisse der Studien belegen die Widerstandsfähigkeit der Bauwerksstruktur gegenüber Geschossen auf dem CP0-Standort Bugey.

Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Verzögerungen (WENRA):

Diese Studien (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keinen Einfluss auf dieses Thema, da:

- keine aktiven Anlagen zum Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen beitragen (außer bei Überschwemmungen);
- zum Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen (außer durch Überschwemmungen) keine Maßnahmen des Bedieners erforderlich sind.

❖ Schlussfolgerung

Interne Überschwemmungen und Rohrleitungsausfälle

Im Rahmen des 4-RP 900 wurden bedeutende Weiterentwicklungen vorgenommen (insbesondere Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte), die zu detaillierten Studien führten, mit denen die Sicherheitsziele erreicht werden konnten.

Diese Studien und die damit verbundenen Änderungen, die im Rahmen des⁴ RP 900 umgesetzt werden ermöglichen es, die Sicherheitsanforderungen des Referenzsystems zum Schutz vor den Risiken von Rohrleitungsausfällen und internen Überschwemmungen zu erfüllen.

Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen

Die im Rahmen des⁴ RP 900 durchgeführten Studien ermöglichen es, die Sicherheitsanforderungen für den Schutz vor dem Risiko eines Versagens von Tanks, Pumpen oder Ventilen zu erfüllen. Sie belegen insbesondere die Repräsentativität der Raketen, die im Rahmen der Sicherheitsdemonstration in Bezug auf die Reaktoren der neuesten Generation vom Typ EPR Flamanville 3 abgeschossen und zurückgehalten werden können.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE0032 Band A „Interne Überschwemmung – Umleitung der SHW- und SVA-Rohrleitungen, Installation von Anti-Peitschen-Rahmen und Austausch von Schaltschränken“,
- PNPE0032 Band B „Interne Überschwemmung – Erweiterung des Stromversorgungsbereichs“,
- PNPE0144 Band A und B „Schutz der konventionellen Insel vor interner Überschwemmung“,

wurden vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE0032 Band D „Interne Überschwemmung – Eindämmung von Abwässern und doppelte Erkennung interner Überschwemmungen“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Die Änderung PNPE0108 „Eindämmung von Abwässern und Abdichtung von Durchführungen für interne Überschwemmungssituationen“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, die spätestens für 2025 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE0032 Band C „Interne Überflutung – Erweiterung des mechanischen Perimeters“ wird im Rahmen einer spezifischen Programmierung mit einer Integration in den Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, die spätestens 2026 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE0144 Band C „Schutzmaßnahmen für den konventionellen Block vor interner Überflutung (WENRA 2008)“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 des Blocks 2 auf das Blockpaar 2/3 des Kernkraftwerks Bugey angewendet (gemeinsame Arbeiten an beiden Blöcken) umgesetzt.

2.2.1.4 Externe Überschwemmung

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

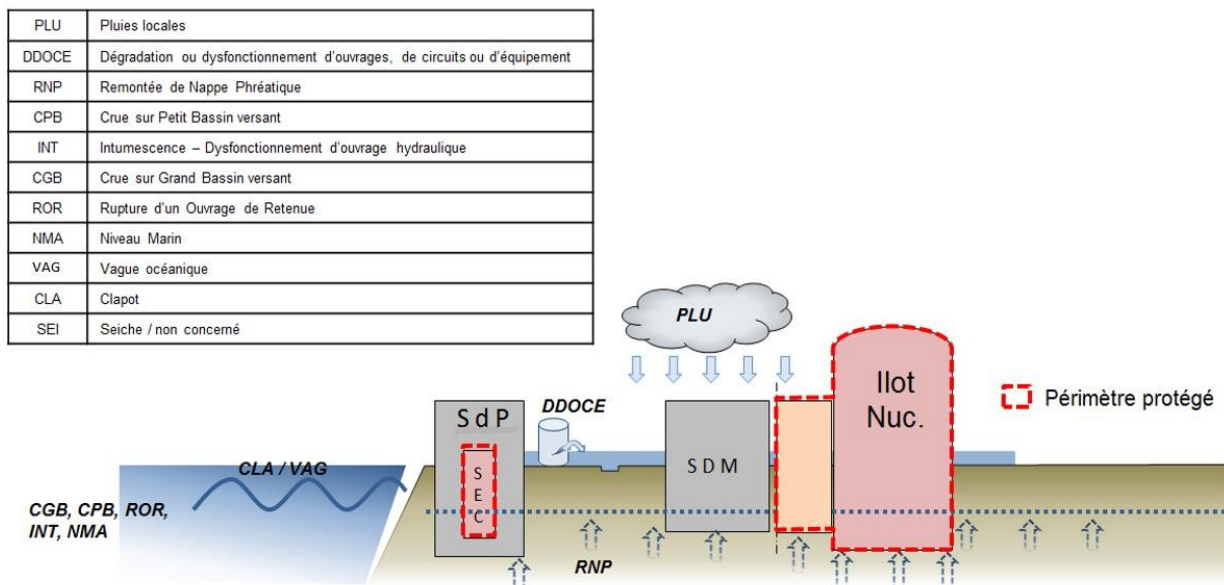
Im Rahmen des⁴. RP 900 überprüft EDF die Robustheit der Anlagen des Standorts CP0 Bugey hinsichtlich der in Leitfaden Nr. 13 der ASN beschriebenen Risiken im Zusammenhang mit dem Schutz von INB vor externen Überschwemmungen.

Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen der Antworten auf die technischen Vorschriften der ASN von 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert.

❖ Zusammenfassung der Studien

- Neubewertung der Risiken im Zusammenhang mit „externen Überschwemmungen“ auf der Grundlage des Leitfadens Nr. 13 der ASN

Die folgende Abbildung zeigt die verschiedenen Situationen im Zusammenhang mit dem Hochwasserrisiko (SRI), die im Leitfaden Nr. 13 der ASN beschrieben sind und im Rahmen des 4-RP 900 für die Stufe CP0 Bugey untersucht werden.



PLU: Verhalten des Regenwasserableitungssystems bei starken Regenfällen: Abflussphänomene

Die Charakterisierung dieser SRI unterscheidet sich erheblich vom Referenzsystem „*REX Blayais*“. Insbesondere wechselt das Regenprofil von einer während des gesamten Regenereignisses konstanten Intensität zu einer variablen Intensität mit einer Spitzenintensität, was einem realen Regenereignis entspricht.

Die Berücksichtigung der Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 führt zu einer Erhöhung der aus dem Regenwasserableitungssystem abfließenden Mengen.

Es ist anzumerken, dass EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorschriften der ASN nach Fukushima an allen Standorten Untersuchungen zu Regen und zum Bruch von Behältern nach einem Erdbeben durchgeführt hat.

In diesem Rahmen sind daher Schutzvorrichtungen vorgesehen und wurden vor dem 4. RP 900 (PNPP0675) eingesetzt. Diese Vorrichtungen bestehen darin, die Zugänge zu den Räumen, in denen sich die für den Rückzug und die Aufrechterhaltung der Sicherheit erforderlichen Materialien befinden, zu schützen, indem ihre Höhe durch Schwellen oder Dämme erhöht wird, die mit Stahlbetonmauern verbunden sind, um die Kontinuität mit der Wand des zu schützenden Gebäudes zu gewährleisten. Eventuelle Schächte (Durchführungen für Rohrleitungen oder Kabel) im unteren Teil der Gebäude werden abgedichtet.

Somit tragen diese Schutzvorrichtungen zum Schutz der Standorte vor den Folgen der durch die Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für SRI PLU und DDOCE (siehe unten) eingeführten Änderungen der Charakterisierung bei. Weitere Vorrichtungen (Behandlung von Bypässen, besondere Verhaltensregeln usw.) können den Schutz des Kernkraftwerks gegenüber dem SRI PLU ergänzen (siehe Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“).

DDOCE: Ausfall, Fehlfunktion von Bauwerken, Rohrleitungen oder Ausrüstungen mit Auswirkungen auf Gebäude, in denen sicherheitsrelevante Ausrüstungen untergebracht sind

Diese SRI weist mehrere Änderungen gegenüber dem Referenzsystem „*REX Blayais*“ auf. Insbesondere sind die Annahmen zur Befüllung der nicht erdbebensicheren Behälter, die zu berücksichtigen sind, nun mit einer maximalen Befüllung der Nutzkapazität zu berücksichtigen.

Ebenso sind die Annahmen zum Bruch von Rohrleitungen ungünstiger als die im Rahmen des „*REX Blayais*“ zugrunde gelegten Annahmen. Daher ist im Vergleich zu den im Rahmen des „*REX Blayais*“ durchgeführten Studien mit zusätzlichen Ausflüssen zu rechnen. Die im Rahmen der SRI DDOCE erreichte Wasserhöhe ist daher höher als die der vorherigen Überprüfung.

Wie für die SRI PLU angegeben, tragen Schutzvorrichtungen gemäß der technischen Vorschrift ASN ECS 6 und der technischen Vorschrift ASN ECS 1 zum Schutz des Standorts vor den Folgen der durch die Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für SRI PLU und DDOCE vorgenommenen Änderungen der Charakterisierung bei. Weitere Vorrichtungen (Wassererkennungssystem usw.) können den Schutz des Kernkraftwerks gegenüber der SRI DDOCE ergänzen.

Die vier Blöcke des Kernkraftwerks Bugey sind gegenüber SRI PLU und DDOCE geschützt durch:

- Die Änderung PNPP0675 „Schutz vor Überflutung durch direktes Auslaufen auf die Plattform“, die darin besteht, alle Öffnungen im Aufbau des Reaktorgebäudes und der Pumpstationen zu schützen, die unterhalb der für diese Vorschrift festgelegten Schutzanforderungen liegen;
- Die Änderung PNPP0764 „Behandlung der Auffangbecken der Regenwasserabläufe der Dieselmotoren“;
- Die Änderung PNRL0846 „Behandlung der Bypässe des volumetrischen Schutzes von Bugey“, die darin besteht, Rückschlagklappen in den SEO-Schächten zu installieren, die das Wasser aus den Bodensiphons sammeln.

RNP: Anstieg des Grundwasserspiegels

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung der Methode zur Charakterisierung des Referenzpegels im Zusammenhang mit dieser SRI.

CPB: Hochwasser in Einzugsgebieten mit einer Fläche zwischen 10 und 5.000 km² Der Standort Bugey ist von dieser SRI nicht betroffen.

INT: Plötzliche vorübergehende und lokal begrenzte Schwankung des Wasserstands in der Nähe des Kernkraftwerks aufgrund einer Störung der Wasserbauwerke oder des Ausfalls der Umwälzpumpen in der Pumpstation

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 empfiehlt, diese SRI unter Berücksichtigung der Anfangsbedingungen für Pegel und Durchfluss zu untersuchen, die zu der nachteiligsten Quellung führen. Der Anfangspegel berücksichtigt keine selteneren Situationen als die Hochwasser-SRI.

CGB: Hochwasser in Einzugsgebieten von mehr als 5.000 km²

Die Charakterisierung dieser SRI weicht geringfügig vom Referenzsystem „REX Blayais“ ab, was die Berücksichtigung der Unsicherheiten aus den hydraulischen Modellen im Referenzniveau betrifft.

Die CGB-Studie für die Stufe CP0 Bugey wurde mit einer Sensitivitätsanalyse für mehrere Modellparameter, darunter die Strickler-Koeffizienten, durchgeführt. Das gewählte CGB-Szenario mit Penalisation entspricht der Untersuchung des Szenarios im stationären Zustand mit Penalisation der Strickler-Koeffizienten.

ROR: Ausbreitung der Bruchwelle eines Staudamms

Diese SRI bringt im Vergleich zu den im Rahmen des „REX Blayais“ durchgeführten Studien bedeutende Neuerungen mit sich. Die Methodik ähnelt nämlich derjenigen, die für die von den Behörden durchgeführten Studien zu den PPI (Plans Particuliers d'Intervention, Sonderinterventionspläne) verwendet wird.

Im Anschluss an die im Rahmen der GP-Bilanz durchgeführte Untersuchung wurde die ROR-Studie aktualisiert, um den Anstieg um 15 % des gesamten Hydrogramms aufgrund der durch den Dammbruch (insbesondere des Vouglans-Damms) verursachten Wellenausbreitung zu berücksichtigen. Diese Aktualisierung beinhaltet auch den Nachweis, dass die Wasserstände für die betroffenen Gebiete wenig empfindlich gegenüber den gewählten Kalibrierungskoeffizienten sind. Sie kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Schutzvorkehrungen für das Kernkraftwerk Bugey gegenüber externen Überschwemmungen, die in der derzeit geltenden Standortstudie der Stufe 5 bewertet wurden, ausreichend sind und keine wesentlichen Änderungen erfordern.

NMA: Meeresspiegel

Die zur Berechnung des Meeresspiegels angewandte Methodik, die den Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 entspricht, unterscheidet sich von der des „REX Blayais“.

Der Standort Bugey liegt nicht an der Küste. Daher ist er von dieser SRI nicht betroffen. VAG: Ozeanwellen

und Wellenschlag

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 bringt keine wesentlichen Änderungen hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des mit dieser SRI verbundenen Referenzwertes mit sich. Es ist jedoch anzumerken, dass die Auswirkungen dieser SRI stark vom gewählten Meeresspiegel abhängen (da sich Wellen und Wellengang auf den NMA-Pegel ausbreiten).

Der Standort Bugey liegt nicht am Meer. Daher ist er von dieser SRI nicht betroffen.

CLA: Wellengang – Flusstandorte

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung der Methode zur Charakterisierung des mit dieser SRI verbundenen Referenzwerts.

SEI: Tintenfisch

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 enthält eine Definition dieses Risikos. Das Risiko des Auftretens einer Flutwelle wird auf der Grundlage der verfügbaren Erfahrungswerte untersucht. Wird ein Risiko des Auftretens einer Flutwelle in Küstenanlagen (Hafenbecken, Wasserzulauf- oder -ablaufkanäle) festgestellt, wird dieses Phänomen bei der Berechnung des Referenzmeeresspiegels berücksichtigt. Bislang wurde dieses Risiko im Rahmen der REX nicht festgestellt.

➤ Verhalten des volumetrischen Schutzes

Im Rahmen des 4-RP 900 besteht das Ziel darin, zu überprüfen, dass die unterschiedlichen Setzungen keine Auswirkungen auf die Waterstop®-Platten haben, und nachzuweisen, dass eine durch Erdbeben verursachte Überschwemmung des Grundwassers keine Auswirkungen auf die Abdichtungen der Fugen des volumetrischen Schutzes hat. Die Studien für den Standort Bugey belegen die Unversehrtheit der Fugen an der Grenze des Volumenschutzes, die durch unterschiedliche Setzungen beansprucht werden.

Ergänzend dazu hat EDF ein Verfahren zur Untersuchung der beiden Systeme (Waterstop®-Lamellen und Dichtungsmassen) definiert, mit dem das Risiko einer durch Erdbeben verursachten Überschwemmung der Wassersäulen verhindert werden kann, die durch den bei einem Erdbeben der Stärke SMS zurückgehaltenen Grundwasserspiegel entstehen. Diese Studien belegen die Integrität der Fugen an den Grenzen des volumetrischen Schutzes, die durch ein Erdbeben beansprucht werden.

Es wurde eine allgemeine Studie zur Wasserdichtigkeit von Fugenabdichtungsmassen nach Erdbeben durchgeführt, um die Ergebnisse der Laborversuche auf die verschiedenen in Kernkraftwerken verwendeten Dichtungsmassen auszuweiten. Diese Studie hat gezeigt, dass die Dichtungsleistung von „Vollmasse“-Elastomeren und Elastomeren, deren Dicke durch einen Fugenboden begrenzt ist, vor und nach seismischen Belastungen ähnlich ist.

➤ Verschärfung und Empfindlichkeit gegenüber der Betreiberfrist (WENRA)

Die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte 2008 (Anwendung eines erschwerenden Faktors und Reaktionszeit eines Betreibers) ist zum Ablauf der Phase B des 4-RP 900 vorgesehen. EDF wird der ASN vor Beginn der Phase B eine mit diesen Regeln verbundene Sensitivitätsstudie übermitteln.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

➤ SRI PLU und DDOCE

Der Schutz von Block 3 des Kernkraftwerks Bugey wird gegenüber diesen SRI durch folgende Maßnahmen ergänzt:

- Die Änderung PNPP0883 „Nahschutz des Hartkerns gegen externe Überschwemmungen“, die unter anderem darin besteht, die Abdichtungen der Durchführungen zu ändern, um sie widerstandsfähig gegen die neuen Belastungen zu machen, die mit einer DDOCE-Überschwemmung einhergehen.
- Die Änderung PNRL0922 „Behandlung der Bypässe des volumetrischen Schutzes“, die darin besteht, ein Ventil nach einem Erdbeben durch ein integriertes Ventil zu ersetzen.
- Die Änderung LLBU2583 betrifft die Erkennung und Korrektur von Bypässen des volumetrischen Schutzes.
- Die Änderung PNPE0335, die es ermöglicht, die automatische Abschaltung des CRF gegenüber den Risiken einer durch ein Erdbeben verursachten externen Überschwemmung (für Blöcke mit offenem Kreislauf) erdbebensicher zu machen.

➤ SRI CGB, INT, RNP und CLA

Diese SRI haben keine Auswirkungen auf die Änderung von Tranche 3 von Bugey. Der Standort ist gegenüber diesen SRI durch den bestehenden Perimeterschutz geschützt, Maßnahmen, die bereits in früheren Studien bewertet wurden, die neue Aufwertung von vorhandenem Material (Rückschlagventile an den Leitungen aus den Siphons in einem der Dieselgebäude und Rückschlagventile und Ventile am volumetrischen Schutz an der Schnittstelle zwischen dem Elektroraum und dem Maschinenraum) und die Hinzufügung von organisatorischen Bestimmungen, die im Rahmen des⁴RP 900 (Überwachungsmaßnahmen für Filtertrommeln bei Überflutung der Waschrampen)

❖ Fazit

Die Studien zu externen Überschwemmungen gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13, der neue Szenarien für externe Überschwemmungen abdeckt, wurden für das Kernkraftwerk Bugey durchgeführt. Das so durchgeführte Vorgehen und die identifizierten und umgesetzten materiellen und/oder organisatorischen Maßnahmen gewährleisten die Robustheit des Blocks 3 des Kernkraftwerks Bugey gegenüber externen Überschwemmungen.

Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen der Antworten auf die technischen Vorschriften der ASN von 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert. Die durchgeführten Studien haben gezeigt, dass unterschiedliche Setzungen keine Auswirkungen auf die Waterstop®-Leisten haben und dass eine durch Erdbeben verursachte Überschwemmung durch das Grundwasser keine Auswirkungen auf die Abdichtungen der Fugen des volumetrischen Schutzes hat.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- LLBU2583 betrifft die Erkennung und Korrektur von Umgehungen des volumetrischen Schutzes,
- PNPP0675 „Schutz vor Überflutung durch direktes Auslaufen auf die Plattform“,
- PNPP0764 „Behandlung von Sammelbecken für Regenwasser von Dieselmotoren“,
- PNPP0883 „Nahschutz des Hartkerns gegen externe Überschwemmung“,
- PNRL0846 „Behandlung der Bypässe des volumetrischen Schutzes von Bugey“,
- PNRL0922 „Behandlung der Bypässe des volumetrischen Schutzes“,

wurden vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen all dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE0335 „Robustheit der automatischen Abschaltung des CRF bei einer durch Erdbeben verursachten Überschwemmung – BUG2/3“ wird derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des⁴RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung werden ebenfalls berücksichtigt.

Die neuen organisatorischen Bestimmungen der SRI RNP (Einführung von Überwachungsmaßnahmen für Filtertrommeln bei Überflutung der Waschrampen) wurden vollständig umgesetzt.

2.2.1.5 Erdbeben

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Durch die Berücksichtigung der seismischen Belastung bei der Dimensionierung der Anlagen wird sichergestellt, dass die Sicherheitsfunktionen auch im Falle eines Erdbebens aufrechterhalten bleiben.

Die 4-RP 900 berücksichtigt die Neubewertung des Gefährungsgrades durch Anwendung der RFS 2001-01 auf der Grundlage der neuesten wissenschaftlichen Erkenntnisse. Liegt der SMS-Wert des Standorts deutlich über dem zuletzt begründeten Wert, wird eine seismische Neubewertung der für das Erdbeben berechneten EIPS durchgeführt. Die generischen Entwicklungen für alle Einwirkungen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

Der Schutz des in Betrieb befindlichen Parks vor Erdbeben basiert auf verschiedenen Konzepten:

- das historisch wahrscheinlichste maximale Erdbeben (SMHV),
- das Sicherheits-Erdbeben (SMS),
- das Auslegungsspektrum (SDD).

Das SMS, das Sicherheitserdbeben, wird durch eine grundlegende Sicherheitsregel (RFS) definiert. Es wird anhand des stärksten historischen Erdbebens, dem historisch wahrscheinlichsten maximalen Erdbeben (SMHV) in der Region, unter Berücksichtigung von zwei erheblichen Zuschlägen definiert:

- die Lage des Epizentrums, die hinsichtlich ihrer Auswirkungen (in Bezug auf die Intensität) auf den Standort am nachteiligsten ist, jedoch mit den geologischen und seismologischen Daten vereinbar bleibt,
- Die epizentrische Intensität wird um 1 erhöht.

Das Bemessungsspektrum (SDD) ist das Erdbebenniveau, für das EDF die Gebäude und Anlagen des Kernkraftwerksblocks bemisst. Es wird durch ein Breitbandspektrum dargestellt, unabhängig von bestimmten historischen Ereignissen. Das SDD ist ein „Stufen“-Konzept und umfasst daher das SMS jedes Standorts bei der Planung.

Alle zehn Jahre werden die Kernkraftwerke einer regelmäßigen Überprüfung unterzogen, bei der die neuesten Erkenntnisse insbesondere hinsichtlich der Erdbebengefahr berücksichtigt werden, sei es in Bezug auf die seismisch-tektonische Zoneneinteilung oder auf die Merkmale historischer Erdbeben. Dies kann zu einer Verringerung oder Erhöhung der SMHV- und SMS-Spektren eines Standorts führen und in diesem Fall Verstärkungsmaßnahmen erforderlich machen.

Die 4-RP 900 zum Thema Erdbeben berücksichtigt:

- die Weiterentwicklung des Wissensstands bei der Definition der zu berücksichtigenden seismischen Bewegungen an Standorten in Übereinstimmung mit der RFS 2001-01,
- Entwicklungen bei den Berechnungs- und Modellierungsmethoden,
- Erkenntnisse aus internationalen Erfahrungen mit Erdbeben (Kashiwazaki-Kariwa 2007).

Es ist anzumerken, 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 RFS 2001-01

Die Umsetzung der RFS 2001-01 beim 4-RP 900 basiert auf:

- der Aktualisierung seismologischer Erkenntnisse (seismisch-tektonische Zonierung, Charakterisierung von Verwerfungen usw.);
- Verbesserung der Kenntnisse über die historische Seismizität unter Berücksichtigung einer Aktualisierung der historischen Daten aus der Datenbank SisFrance 2012.

Die Umsetzung dieser Entwicklungen führte zur Erstellung neuer seismischer Bodenspektren, die beim 4-RP 900 angewendet werden können.

Das Bodenspektrum SMS 4^{ème} RP 900 von Bugey übertrifft das SMS 3^{ème} RP 900 um 9 % über den gesamten Frequenzbereich. Diese Überschreitung ist nicht signifikant (weniger als 10 %).

In einem Ansatz, der der Bedeutung der Risiken angemessen ist, erstellt EDF ein Dossier zur Begründung der Akzeptanz der Überschreitung von 9 % des SMS 3^{ème} RP 900 durch das SMS 4^{ème} RP 900 für Materialien, die für die Systeme oder Teile von Systemen repräsentativ sind, die für den Rückzug und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands erforderlich sind und die im Sinne der DEMarche de REévaluation Sismique des MATériels (DERESMA) eine generische Empfindlichkeit aufweisen können, die nicht bewertet werden kann.

Was die Überprüfung der Strukturen betrifft, untersucht EDF, dass diese Überschreitung keine Auswirkungen auf die Gebäude des Kernkraftwerks hat.

Die durchgeführten Studien haben gezeigt, dass die Entwicklung der SMS zwischen dem 3^{en} RP und dem 4^{en} RP keinen Einfluss auf die Überprüfung der Erdbebensicherheit der EIPS hatte, was die Geringfügigkeit des Anstiegs bestätigt.

EDF hat seine Kenntnisse über die Charakterisierung der Verwerfungen rund um das Kernkraftwerk Bugey sowie über die besonderen Auswirkungen des Standorts des Kernkraftwerks ergänzt.

- Charakterisierung der Verwerfungen rund um das Kernkraftwerk Bugey und damit verbundener Aktionsplan

Das Kraftwerk Bugey liegt am rechten Ufer der Rhône in der Ebene von Saint-Vulbas. Es grenzt im Nordwesten an die Bresse, im Nordosten an das Faltengebirge Jura, im Südosten an die Schwelle von Vienne und an das Kalksteinplateau der Île Crémieu. Die wichtigsten in diesem Gebiet registrierten Verwerfungen sind Strukturen, die in nordöstlich-südwestlicher Richtung verlaufen und aus der variszischen Orogenese stammen. Sie weisen eine mehrphasige tektonische Geschichte auf, die auf die großen tektonischen Ereignisse zurückzuführen ist, die die Region seit der Trias geprägt haben. Rocher et al (2004) vermuten die Existenz einer ausgedehnten „Nordost-Südwest“-Episode im Jura, die für die Entstehung der auf seismischen Profilen beobachteten „Nordost-Südwest“-Verwerfungen verantwortlich ist. Die Île Crémieu ist ein Plateau des Jura-Tabulars mit einer Höhe von 300 bis 400 m, das von der känozoischen Tektonik verschont geblieben sein dürfte, da es seit der Kreidezeit durch ein ausgedehntes tektonisches Ereignis, das die triassischen Formationen verschoben hat, vom Jura abgetrennt wurde.

Die Umsetzung eines schrittweisen Ansatzes zur Analyse von Verwerfungen und Verformungsindizes auf der Grundlage von Literaturangaben, Untergrundgeophysik, Feldgeologie, morphostrukturellen und Datierungsstudien sowie Paläoseismologie wird eine bessere Charakterisierung dieser Verwerfungen hinsichtlich ihrer Tiefengeometrie und des Alters der letzten Bewegung ermöglichen. Die Untersuchungsreihe beginnt auf der Grundlage der verfügbaren Daten und endet, sobald die Ergebnisse einer Studie Rückschlüsse auf die Aktivität der Verwerfung zulassen. Dieser von EDF vorgeschlagene Ansatz wird derzeit an sechs Pilotstandorten getestet, darunter auch am Standort Bugey. Wenn er sich an diesen Pilotstandorten bewährt, wird er auf alle Kernkraftwerke ausgeweitet.

Derzeit gibt es in der Literatur keine Daten, die auf das Vorhandensein einer aktiven Verwerfung in der Umgebung des Standorts Bugey schließen lassen. Die Neuauswertung und Interpretation seismischer Profile aus der Erdölförderung ermöglichte es, die in diesem Gebiet vorhandenen Nordost-Südwest-Verwerfungen abzubilden und ihre kinematische Geschichte zu charakterisieren. Letztere steht im Einklang mit den verschiedenen tektonischen Episoden, die diese Region erlebt hat. Für die meisten Verwerfungen

identifiziert wurden, lässt die Qualität der seismischen Erdölzeiten keine Rückschlüsse auf das Alter der letzten Bewegung zu. Die Erfassung zusätzlicher seismischer Daten mit höherer Auflösung dürfte weitere Erkenntnisse über die Aktivität dieser Verwerfungen liefern. Die von Rocher et al. [2004] vorgeschlagenen Nordwest-Südost-Verwerfungen in diesem Gebiet sind in den von uns hier verwendeten Daten nicht zu erkennen.

- Zusammenfassung der Erkenntnisse über die besonderen Auswirkungen des Standorts des Kernkraftwerks Bugey

Die Ebene von Saint-Vulbas besteht aus quartären Flussablagerungen in Terrassenform. Am Standort bestehen die Ablagerungen aus modernen Sedimenten der Rhône.

Die Kalksteinformationen, aus denen das Plateau der Insel Crémieu besteht, befinden sich auf Höhe des Kernkraftwerks in einer Tiefe von etwa hundert Metern. Sie bilden das jurassische Untergrundgestein.

Die Blöcke 2-3-4 und 5 des Kernkraftwerks Bugey befinden sich auf dem Molasse-Dom, der direkt auf dem Kalksteinsubstrat ruht.

Der Standort Bugey besteht somit aus einer Abfolge von Sedimenten aus dem Känozoikum und dem Mesozoikum. Diese alten Sedimente bestehen aus einer Abfolge von steilen Schichten (Kalkstein) und weniger steilen Schichten (Molasse). Das Gebiet Bugey ruht somit auf einer mächtigen Sedimentschicht innerhalb eines ausgedehnten Sedimentbeckens. Auf regionaler Ebene ist diese Konfiguration homogen, und eventuelle Verstärkungen der seismischen Signale aufgrund der geologischen Bedingungen des Untergrunds eines Standorts können nicht als standortspezifisch angesehen werden.

In diesem Zusammenhang werden mögliche Verstärkungen der seismischen Wellen aufgrund der geologischen Bedingungen durch die makroseismische Intensitätsfilterung aller historischen Erdbeben, die die Region betroffen haben, abgedeckt und durch die verwendeten Gesetze zur Dämpfung seismischer Bewegungen (GMPEs) berücksichtigt.

Diese Elemente ermöglichen es, einen besonderen Standorteffect für Bugey gemäß der Definition der RFS 2001-01 auszuschließen.

Um die Kenntnisse über die Standortreaktion zu verbessern, hat EDF den Standort Bugey bereits 2017 zusätzlich zu dem bereits installierten Beschleunigungsmesser mit einem Geschwindigkeitssensor ausgestattet.

➤ Berücksichtigung internationaler Erfahrungswerte

Die Berücksichtigung internationaler Erfahrungswerte spiegelt sich für den 4-RP 900 in der Integration der REX Kashiwasaki-Kariwa wider.

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

- eine Brandschutzanalyse für einen Transformator von beträchtlicher Größe für Standorte der Stufe 900 MWe durchzuführen, die zu dem Ergebnis kam, dass ein solcher Brand Auswirkungen auf die Wand des Maschinenraums und möglicherweise auf die darin befindlichen Geräte haben könnte. Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS in den Maschinenräumen infolge eines Brandes kam zu dem Schluss, dass die Auswirkungen auf die Sicherheit akzeptabel sind.
- Eine Schätzung der Mengen an Brennelementen, die bei einem Erdbeben überlaufen könnten, ergab, dass die überlaufenden Mengen sehr begrenzt und für die Brennelemente in Bugey akzeptabel sind.
- Eine Analyse der Berücksichtigung der Wellenauswirkungen auf die Ausrüstung für das BR-Becken und das Brennstoffbecken hat gezeigt, dass alle betroffenen Ausrüstungen richtig dimensioniert sind:
 - die Türen und Schotten des BR-Beckens und des Brennstoffbeckens,
 - die im BR befindliche Belademaschine,
 - die Transfervorrichtung im BR-Becken und im Brennelementbecken

- die Absenkvorrichtung im Brennelementbecken,
- die Brücke im Brennstofflagergebäude.

Die Analyse des Erdbebens vom 16. Juli 2007 durch EDF, von dem die Blöcke des japanischen Betreibers TEPCO am Standort Kashiwasaki-Kariwa betroffen waren, zeigt das gute Verhalten der Anlagen.

➤ Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Reaktionszeiten (WENRA)

Diese Empfindlichkeiten, die sich aus den WENRA-Referenzwerten ergeben (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), haben keinen Einfluss auf dieses Thema, da:

- Die aktiven Systeme, die für das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands erforderlich sind, sind konstruktionsbedingt redundant und erdbebensicher ausgelegt (wodurch zusätzliche Analysen überflüssig werden).
- Das Erdbeben selbst erfordert keine Maßnahmen seitens des Betreibers, um die für die Sicherheit der Anlage erforderlichen Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) zu gewährleisten.

➤ Verdichtung bestimmter Kabelkanäle

Aufgrund der Installation neuer Anlagen wurden in einigen Kabelkanälen zusätzliche Kabel verlegt. EDF führt daher bei Bedarf eine Erdbebensicherung der betroffenen Kabelkanäle durch, um dem durch diese Kabel verursachten zusätzlichen Gewicht Rechnung zu tragen (PNPE0191). Diese Verstärkung ist nicht auf eine Neubewertung der Erdbebengefahr zurückzuführen.

❖ Fazit

Alle im Rahmen des 4-RP 900 durchgeführten Analysen ermöglichen die Einhaltung der RFS 2001-01 und gewährleisten die Erdbebensicherheit des Kernkraftwerks Bugey unter Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse auf diesem Gebiet.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist hinsichtlich des Zustands „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE0191 „Erdbebensicherung der Verkabelungsachsen“ wird derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung werden ebenfalls berücksichtigt.

2.2.1.6 Kollisionen und Herunterfallen von Lasten

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Diese Ereignisse sind wie folgt definiert:

- „*Kollision*“: Zusammenstoß der Last mit einem Gerät, einer Konstruktion oder einem Gebäude während ihrer Bewegung beim Transport mit einem Gerät
- „*Herunterfallen der Last*“: Verlust der Kontrolle über die Höhe der Last während ihrer Handhabung in vertikaler Richtung.

Die Berücksichtigung dieses Risikos basiert hauptsächlich auf folgendem Ansatz:

- Identifizierung der Flurförderzeuge, die beim Transport der Last EIPS beschädigen können, Analyse der bestehenden materiellen oder organisatorischen Vorkehrungen an den betroffenen Flurförderzeugen , um das Risiko auszuschließen oder zu verhindern,
- die Identifizierung von Zielen, die bei einer Kollision oder einem Herunterfallen der Last während des Transports potenziell betroffen sein könnten,
- die funktionale Analyse des Verlusts der identifizierten Ziele, um mögliche Auswirkungen auf die Sicherheitsanforderungen zu untersuchen. Gegebenenfalls kann eine Analyse der radiologischen Folgen in Betracht gezogen werden.
- Bei Bedarf können materielle oder organisatorische Gegenmaßnahmen ergriffen werden (Risikoprävention oder Schutz des Ziels).

❖ Zusammenfassung der Studien

Die Zusammenfassung der durchgeführten Studien ist in den folgenden Tabellen dargestellt.

Kernkraftwerk Bugey, Block CP0		
Gebäude	Art der Fahrzeuge	Zusammenfassungen der Studien
Gebäude Reaktor (BR)	Polbrücke	<p>Unter Berücksichtigung der Zuverlässigkeitsstudien zum Anheben der Polbrücke werden in den Schlussfolgerungen der Analysen die organisatorischen Maßnahmen zur Einhaltung der Sicherheitsziele genannt:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Flugverbot über bestimmten Gebieten, • Verwendung des Hauptaufzugs für bestimmte Transportvorgänge. <p>Durch diese organisatorischen Maßnahmen wird nachgewiesen, dass hinsichtlich der mit dieser Belastung verbundenen Kriterien kein Risiko besteht.</p> <p>Was den Haupthub betrifft, so zeigen die durchgeführten Robustheitsstudien in Bezug auf herabfallende schwere Lasten, dass keine inakzeptablen Auswirkungen auf die Anlage zu erwarten sind.</p>
	Lademaschine	Im Normalbetrieb werden Präventionsmaßnahmen und aktive Ausrüstungen gegen das Risiko von herabfallenden Lasten und Kollisionen eingesetzt, um innerhalb der Grenzen der Unfallkategorie 4 „Unfälle bei der Handhabung von Brennstoffen“ zu bleiben. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines herabfallenden Lastes sind durch diese Unfallkategorie 4 abgedeckt.
	Hebevorrichtungen	Die Funktionsanalyse des Verlusts von EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Herabfallen von Lasten betroffen sind, zeigt, dass unter Berücksichtigung organisatorischer Vorkehrungen kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Beeinträchtigung verbundenen Sicherheitskriterien besteht.
Brennstoffgebäude (BK)	Hilfsbrücke	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen, die an den potenziell von einer Kollision und einem Lastabwurf betroffenen EIPS durchgeführt wurden, stellen den Sicherheitsnachweis nicht in Frage.
	Schweres Deck	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen, die an den potenziell von einer Kollision betroffenen EIPS durchgeführt wurden, und die Zuverlässigkeitsstudien im Zusammenhang mit der Untersuchung des Lastenabwurfs stellen den Sicherheitsnachweis nicht in Frage.
	Brückenbrücke	Im Normalbetrieb werden Präventionsmaßnahmen sowie aktive Ausrüstungen gegen Kollisionsrisiken oder herabfallende Lasten eingesetzt, um die Unfallhäufigkeit der Kategorie „Unfälle bei der Handhabung von Brennstoffen“ zu unterschreiten. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines herabfallenden Lastes sind durch diese Kategorie von Unfällen abgedeckt.
	Absenkvorrichtung	Die möglichen Folgen eines Herabfallens von Lasten werden durch den Unfall der Kategorie 4 „Unfall bei der Handhabung von Brennstoffen“ begrenzt.
	Transfervorrichtung	Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Herabfallens der Ladung sind auf Unfälle der Kategorie 4 „Unfälle bei der Handhabung von Brennstoffen“ beschränkt.
	Hebevorrichtungen	Die möglichen Folgen einer Kollision oder eines Herabfallens von Lasten stellen die Sicherheitsziele in Bezug auf interne Einwirkungen nicht in Frage.

Kernkraftwerksblock CP0 Bugey		
Gebäude	Art der Geräte	Zusammenfassungen der Studien
Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN)	Verschiedene Maschinen	Die Funktionsanalyse des Verlusts von EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Fallgut betroffen sein könnten, zeigt, dass bei Einhaltung organisatorischer Vorkehrungen kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Belastung verbundenen Kriterien besteht.
Peripheriegebäude (BW)	Verschiedene Fahrzeuge	Die Funktionsanalyse des Verlusts von EIPS, die potenziell durch eine Kollision oder einen Lastabwurf beeinträchtigt werden könnten, zeigt, dass hinsichtlich der mit dieser Belastung verbundenen Kriterien kein Risiko besteht.

Anmerkung: Im Elektrizitätswerk gibt es keine Kombination aus „Fördergerät“ und „Sicherheitsziel im Bereich der Kollision oder des Herabfallens der Last“, daher ist dieses Gebäude nicht Gegenstand spezieller Untersuchungen.

Konventionelle Insel der Stufe CP0 Bugey		
Gebäude	Art der Geräte	Zusammenfassung der Studien
Pumpstation / Ableitungsbauwerk / klassifizierte Stollen des SEC	Verschiedene Maschinen	Die Funktionsanalyse zeigt, dass bei Einhaltung organisatorischer Vorschriften kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Belastung verbundenen Kriterien besteht.
Dieselgebäude	Verschiedene Maschinen	Die Funktionsanalyse des Verlusts von EIPS, die potenziell durch eine Kollision oder einen Lastabwurf beeinträchtigt werden könnten, zeigt, dass hinsichtlich der mit dieser Belastung verbundenen Kriterien kein Risiko besteht.

❖ Ergänzende Studien

Zuverlässigkeitsstudie für Hebezeuge:

Der Nachweis der Sicherheit für Handhabungs- und Hebevorgänge basiert auf einem im Wesentlichen deterministischen Ansatz, der für jedes Hebezeug umgesetzt wird. Sie umfasst insbesondere eine Analyse des Unfalls beim Transport von Brennelementen (Unfall der Kategorie 4), bei dem ein Brennelement (neue oder bestrahlte Brennelemente) hypothetisch in das Becken des Reaktorgebäudes oder des Brennelementgebäudes oder in den Bereich fällt, in dem neue Brennelemente im Brennelementgebäude gelagert werden. Ergänzend dazu tragen Zuverlässigkeitsstudien dazu bei, die Konstruktion bestimmter Fördergeräte (Schwerlastkran BK, Polkran BR usw.) angesichts des Risikos eines Lastabsturzes, der zu radioaktiven Freisetzungen oder zur Beschädigung von Sicherheitsausrüstung führen kann, zu rechtfertigen.

Im Rahmen des⁴ RP 900 wurden die Zuverlässigkeitsstudien wieder aufgenommen und belegen die Qualität der Konstruktion, der Fertigung, der Kontrollen im Betrieb und der Nutzung der Polbrücke und der Schwerlastbrücke.

Aufgrund der Ergebnisse kann das Risiko eines Herabfallens von Lasten als vernachlässigbar angesehen werden.

Sturz einer brennbaren Transportverpackung in die Ladegrube des BK:

EDF hat die Folgen dieses Szenarios hinsichtlich der Risiken im Zusammenhang mit der Ausbreitung von Radionukliden und der Erschütterung der Strukturen des Brennelementgebäudes (BK) untersucht, obwohl dieses Risiko nur gering ist. Die Schwerlastbrücke weist eine hohe Zuverlässigkeit hinsichtlich des Herabfallens von Lasten auf und ist so konstruiert, dass sie bei einem Auslegungserdbeben das Herabfallen von Lasten verhindert.

Zusätzliche Studien zeigen, dass die radiologischen Folgen in einem ungünstigen Szenario mit Bruch der gesamten Hüllen unterhalb der Kurzzeitgrenze und dem Langzeit-Richtwert für die effektive Dosis bei Unfällen der Kategorie 4 bleiben.

Längere Stilllegung einer mit abgebrannten Brennelementen beladenen Verpackung:

Ergänzend zu den im Rahmen des³RP 1300 geforderten Studien und den nach dem Unfall von Fukushima durchgeführten zusätzlichen Sicherheitsbewertungen wurden Studien zu den Risiken eines solchen Szenarios beim Transfer der Verpackung zwischen der Lade- und der Vorbereitungsgrube durchgeführt. Diese Studien zeigen, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der Brennelemente bestehen.

Sturz einer „schweren“ Last im BR:

Die Polbrücke ist mit einem hohen Maß an Zuverlässigkeit hinsichtlich des Risikos eines Lastabsturzes ausgelegt. Darüber hinaus gewährleisten geeignete Verfahren und Betriebsvorschriften dieses hohe Maß an Zuverlässigkeit.

EDF hat jedoch eine Robustheitsstudie hinsichtlich der mechanischen und thermohydraulischen Folgen von Lastabfällen durchgeführt, die als Hüllen (potenzielle Auswirkungen des Behälters, beladener Kern) eingestuft wurden und über den Auslegungsbereich hinausgehen (Restrisiko).

Die mechanische Studie kommt zu dem Schluss, dass die Integrität der vom Fall betroffenen Komponenten erhalten bleibt. Die thermohydraulische Studie zeigt, dass die Kühlung des Kerns auch im ungünstigsten Fall einer Beschädigung des Deckels durch den Fall der Flugabwehrplatte während der Abschaltung des Reaktors aufrechterhalten bleibt.

❖ Fazit

Durchgeführte Studien zeigen eine gute Widerstandsfähigkeit gegenüber dieser Belastung auf dem CP0-Lager Bugey. Tatsächlich:

- können durch materielle Maßnahmen in Bezug auf die Zuverlässigkeit, aber auch durch organisatorische Maßnahmen das Risiko einer Kollision oder eines Lastabfalls in einer Reihe von Situationen verhindert werden.
- Wenn das Ereignis einer Kollision oder eines Herabfallens von Lasten durch die vorhandenen aktiven Einrichtungen nicht verhindert werden konnte, zeigen die Studien, dass die Folgen des Ereignisses durch die Ergebnisse der Studie Studie zu Unfällen beim Umgang mit Brennelementen abgedeckt wären, die die zulässigen Grenzwerte für Unfälle der Kategorie 4 in Bezug auf die radiologischen Folgen einhalten.
- In der Analyse der Folgen einer Kollision und eines Herabfallens von Lasten werden keine Maßnahmen des Bedieners berücksichtigt.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Zu diesem Thema gibt es keine Änderungen in Bezug auf Block 3 des Kernkraftwerks Bugey.

2.2.1.7 Interne elektromagnetische Störungen (EMS)

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Elektromagnetische Störungen werden als „intern“ bezeichnet, wenn sie innerhalb des INB-Perimeters entstehen. Die an einem Produktionsstandort zu berücksichtigenden Quellen elektromagnetischer Störungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit menschlichen oder industriellen Aktivitäten. Es besteht die Gefahr einer elektromagnetischen Störung (EMS), wenn ein Gerät elektromagnetischen Störungen ausgesetzt ist, für die es nicht ausgelegt ist. Die Folge einer elektromagnetischen Störung kann ein vorübergehender (z. B. fehlerhafte Informationen, vorübergehende Störungen usw.) oder dauerhafter (z. B. Zerstörung von Komponenten, Auslösen von Schutzvorrichtungen usw.) Ausfall der Anlage sein.

Generische Entwicklungen in Bezug auf alle Störungen werden ebenfalls berücksichtigt. Der für bestehende Anlagen vorgeschlagene Ansatz bestand darin,

- Analyse der Betriebserfahrungen hinsichtlich der am Standort Bugey aufgetretenen elektromagnetischen Störungen,
- Analyse der Konstruktions- und Installationsvorschriften für EIPS, die einem Risiko interner EMV-Störungen ausgesetzt sind, insbesondere derjenigen, die eine Reduzierung der Kopplungsmodi zwischen „störenden“ und „empfindlichen“ Geräten zu reduzieren,
- Analyse der von den Kernkraftwerken angewandten Betriebsvorschriften zur Begrenzung elektromagnetischer Störquellen, insbesondere solcher, die durch menschliche Aktivitäten verursacht werden.

Bei neuen Anlagen stützte sich der Nachweis auf eine Analyse aller geltenden Anforderungen in Bezug auf Konzeption, Qualifizierung und Installation.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die im Rahmen des⁴RP 900 durchgeführte Analyse ermöglicht es, die Wirksamkeit der im CP0 Bugey-Kraftwerk angewandten Maßnahmen im Hinblick auf das Risiko interner elektromagnetischer Störungen zu überprüfen, und kommt zu folgendem Ergebnis:

- das Fehlen eines Risikos einer gemeinsamen Betriebsart bei den für den Rückzug und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands erforderlichen Systemen,
- die Unempfindlichkeit der EIPS aufgrund der angewandten Konstruktions- und Installationsregeln (im Einklang mit ihrer elektromagnetischen Umgebung), wodurch eine physische und elektrische Trennung zwischen „störenden“ und „empfindlichen“ Geräten
- Beherrschung der mit menschlichen Aktivitäten verbundenen Risiken durch die Anwendung einer internen Vorschrift, die die Nutzung drahtloser Telekommunikationsmittel innerhalb der Kernkraftwerke einschränkt.

Allgemeiner gesagt ermöglicht die Anwendung der Regeln für die Konzeption, Installation und EMV-Validierung (elektromagnetische Verträglichkeit) in Abhängigkeit von den elektromagnetischen Umgebungen, sich vor den Risiken elektromagnetischer Störungen zu schützen und die Einhaltung der Sicherheitsanforderungen zu gewährleisten.

➤ Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Betreiberverzögerungen (WENRA)

Diese Empfindlichkeiten, die sich aus den WENRA-Referenzwerten ergeben (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), haben keinen Einfluss auf diese Störung:

- Es gibt keine aktiven Geräte, die zum Schutz vor internen EMV beitragen.
- es sind keine Maßnahmen des Bedieners zum Schutz vor internen EMV erforderlich.

❖ Fazit

Der Schutz vor elektromagnetischen Störungen der Ausrüstungen und Systeme, die für die Rückkehr und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors erforderlich sind, basiert auf einer Reihe von Auslegungsvorschriften, die Folgendes ermöglichen:

- die elektromagnetischen Kopplungsmodi zwischen „störenden“ und „empfindlichen“ Geräten zu reduzieren,
- den Einfluss von leitungsgebundenen und abgestrahlten elektromagnetischen Störquellen auf EIPS zu begrenzen, die einem Risiko interner elektromagnetischer Störungen ausgesetzt sind.

Die Bewertung der bestehenden Konstruktions- und Organisationsvorschriften sowie der Betriebserfahrungen ermöglicht es, die Robustheit der Anlagen der Stufe CP0 Bugey gegenüber den betrachteten elektromagnetischen Störungen sicherzustellen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands der Stufe auf.

Bilanz zum Stand des Blocks

Zu diesem Thema gibt es keine Änderungen in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey.

2.2.1.8 Grands Chauds

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Im Rahmen des 4RP 900 hat sich EDF verpflichtet, die Schutzanforderungen in Bezug auf „Hitzewellen“ für die Stufe CP0 Bugey zu überprüfen, wobei insbesondere die neuesten Klimadaten und die Erfahrungen aus der laufenden Umsetzung der Änderungen auf der Grundlage der für das 3-RP 900 geltenden Anforderungen berücksichtigt werden.

Die Schutzanforderungen hinsichtlich „Hitzewellen“ für das Windpark CP0 Bugey wurden nach den Hitzewellen der Sommer 2003 und 2006 ausgearbeitet. Die Studien zielen darauf ab, den Schutz bei dauerhaft maximalen Luft- und Wassertemperaturen, die im Vergleich zu denen, die für die ursprüngliche Dimensionierung der Anlage verwendet wurden, neu bewertet wurden (Neudimensionierung), und bei vorübergehenden Überschreitungen dieser Temperaturen (Hitzewelle) nachzuweisen:

- aller EIPS im Normalbetrieb,
- die erforderlichen Materialien, um einerseits den Reaktorblock in einen sicheren Zustand zu versetzen und dort zu halten und andererseits die radiologischen Folgen in den anderen Situationen des Auslegungsbereichs zu begrenzen.

Im Rahmen des 4-RP 900 sind die von EDF angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit in Bezug auf „Grands Chauds“ folgende:

- Analyse der neuesten Klimadaten im Hinblick auf die in den Studien festgelegten Temperaturwerte,
- die Einbeziehung der Erfahrungen aus der Prüfung des Änderungsantrags „Grands Chauds“ für die CPY-Generatorstufe.

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF außerdem 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). Allgemeine Entwicklungen in Bezug auf alle Belastungen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ Vorgehensweise

➤ Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimaüberwachung

Die zweite Klimabeobachtung, die EDF 2013 zum Start der Studien im Zusammenhang mit der Überprüfung durchgeführt hat, kommt zu dem Schluss, dass die Neubewertungen der Luft- und Wassertemperaturen unter Berücksichtigung der methodischen Entwicklungen und der Elemente der Klimabeobachtung, die den Zeitraum 2009-2012 umfassen, die im Referenzsystem „Grands Chauds“ berücksichtigten Temperaturen nicht in Frage stellen „Grands Chauds“ berücksichtigten Temperaturen in *Frage* stellen. Die jüngsten Hitzewellen, insbesondere im Sommer 2019, wurden einer Analyse der Auswirkungen auf die berücksichtigten Lufttemperaturen unterzogen. Die erforderlichen Änderungen wurden in die Aktualisierung des Referenzrahmens „Grands Chauds“ aufgenommen.

In Anwendung der Vorschrift [AGR-A], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 herausgegeben wurde, hat EDF in seinem Referenzsystem „Grands Chauds“ (Hitzewellen) die mit Hitzewellen verbundenen Extremtemperaturen TE^3 und T_{min}^4 festgelegt. Diese wurden unter Berücksichtigung folgender Faktoren definiert:

- eine jährliche Überschreitungshäufigkeit von kleiner oder gleich 10^{-2} (Obergrenze des 70-prozentigen Konfidenzintervalls) unter Berücksichtigung der Klimaentwicklung bis zur nächsten regelmäßigen Überprüfung. Diese berücksichtigt die Klimatrends, die für eine für den betreffenden Standort relevante Region relevant sind.
- die Hüllkurvenwerte der für den Standort relevanten Erfahrungswerte.

➤ Verfahren zur Überprüfung der

Anforderungen Die Untersuchungen zum Thema
„Luft“ umfassen:

- Ermittlung der Umgebungsbedingungen in den Räumlichkeiten durch Berechnungen unter Berücksichtigung der bei der 4-RP 900 neu bewerteten Außentemperatur,
- Vergleich der ermittelten Temperaturen mit den maximal zulässigen Temperaturen jedes einzelnen EIPS,
- Vergleich der gemessenen 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, wenn die erreichte Temperatur zu hoch ist.

Bei Geräten, die im Freien oder in direktem Kontakt mit der Außenluft installiert sind, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit den Außenlufttemperaturen zu vergleichen, wobei gegebenenfalls die Auswirkungen der Sonneneinstrahlung zu berücksichtigen sind.

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der Vorschrift [AGR-B], die von der ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase 4RP 900 hat EDF die Verfügbarkeit der erforderlichen Ausrüstung für den Umgang mit Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (externe Stromversorgung und Hauptnotstromaggregate) eines Reaktors und aller Reaktoren eines Standorts bei einer „lang anhaltenden“ Außentemperatur (TLD) gemäß seinem Referenzsystem „Grands Chauds“ nachgewiesen.

Die Studien zum Thema „Wasser“ bestehen darin, alle Anforderungen im Zusammenhang mit der Kältequelle zu überprüfen und anschließend die Fälle zu identifizieren und zu überprüfen, die sich nachteilig auf die Kühlketten RRI/SEC und SEB Noria/SEB auswirken.

Für jedes Untersuchungsszenario ermöglicht eine Kopplung zwischen der vom Zwischenkühlsystem (RRI oder SEB Noria) abgegebenen Leistung, den Temperaturen des Not-Rohwassersystems (SEC oder SEB) und der Austauschfläche RRI/SEC oder SEB Noria/SEB ermöglicht es, ein Kriterium für den einzuhaltenden Mindestwert des Austauschkoeffizienten RRI/SEC oder SEB Noria/SEB festzulegen. Da die Kühlkette in der Lage sein muss, die Leistung unter Einhaltung der zulässigen RRI- oder SEB Noria-Temperaturen abzuführen, und sich dieser Austauschkoeffizient mit der Verschmutzung der RRI/SEC- oder SEB Noria/SEB-Wärmetauscher verschlechtert, ergibt sich ein Kriterium für die maximale Verschmutzung der RRI/SEC- oder SEB Noria/SEB-Wärmetauscher.

Die Neubewertung der Höchsttemperaturen der Kältequelle hat EDF dazu veranlasst, neue zulässige RRI-Höchsttemperaturen am Ausgang der RRI/SEC-Wärmetauscher und SEB Noria-Höchsttemperaturen am Ausgang der SEB Noria/SEB-Wärmetauscher festzulegen. Daher wurde die Fähigkeit der RRI- und SEB Noria-Anwendungssysteme überprüft, ihre Funktion bei diesen neuen maximalen Kühltemperaturen (Entkopplungswerten) für normale und ungewöhnliche Betriebskonfigurationen zu gewährleisten.

³ TE bedeutet „Température Exceptionnelle“ (außergewöhnliche Temperatur). Dies ist die maximale Lufttemperatur, die bei einer Hitzewelle berücksichtigt wird.

⁴ T_{min} ist die tägliche Mindestlufttemperatur, die bei einer Hitzewelle berücksichtigt wird.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die im Rahmen des 4 RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, den Sicherheitsnachweis in folgenden Bereichen zu verstärken:

- Modellierung der Räumlichkeiten,
- Berücksichtigung der Mindestanforderungen an die Belüftung,
- Verlängerung der Unfallszenarien von 24 Stunden auf bis zu 10 Tage.

Die Weiterentwicklung der Studienannahmen „Grands Chauds“ (große Hitze) hat zur Wiederaufnahme der thermischen Studien für den Bereich „Luft“ und „Wasser“

Was den Bereich Luft betrifft, so belegen die Studien „Grands Chauds“ (Hitzewellen) zum Kernkraftwerksblock am Standort Bugey, dass die Temperaturbeständigkeit der Materialien eingehalten wird.

Die erforderlichen Leistungen der Lüftungssysteme wurden auf der Grundlage von Studien definiert, die hinsichtlich der Ergebnisse zur thermischen Umgebung sehr konservativ sind und von erheblichen Entkopplungsannahmen ausgehen.

Im Anschluss an die GP-Studien „Agressions“ und „Bilan“ des 4 RP 900 hat EDF die Zuverlässigkeit der „Grands Chauds“-Studien bestätigt, indem es nachgewiesen hat, dass zwischen den Umgebungstemperaturen in den Räumlichkeiten und den Verfügbarkeitstemperaturen der Geräte ein ausreichender Spielraum besteht, um die Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Modellierung thermo-aerodynamischer Phänomene in den Räumlichkeiten abzudecken. Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieses Spielraums werden derzeit festgelegt.

Was den Bereich „Luft“ betrifft, so zeigen die Ergebnisse der thermischen Studien „Grands Chauds“ des konventionellen Blocks des Kernkraftwerks Bugey keine Überschreitungen für die Geräte in den Räumlichkeiten der Pumpstation, im Maschinenraum und in den SEC-Stollen von Bugey.

Was den Bereich „Wasser“ betrifft, so zeigt die für die Wärmetauscher RRI/SEC und SEB/SEB Noria durchgeführte Analyse, dass die Einhaltung der maximal zulässigen Verschmutzungsbereiche den normalen Betrieb der Blöcke bei hohen Temperaturen der Kältequelle ermöglicht.

Die Definition neuer Lastfälle im Rahmen des 4 RP 900 führte zu einer Änderung der Parameter in der SAPA-Software (Station d'Accueil des Petites Applications) zur automatischen Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher (PNRL0835 „Aktualisierung der Parameter zur automatischen Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher“).

➤ Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Verzögerungsempfindlichkeit des Betreibers (WENRA)

Bei jedem Szenario besteht das Ziel darin, die Fähigkeit zum Rückzug und zur Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks bei einer Hitzewelle mit erschwerenden Umständen zu überprüfen.

Die für die hohen Temperaturen erforderlichen aktiven Ausrüstungen sind die Lüftungssysteme und ihre Unterstützungsfunktionen. Bei Geräten, die im Normalbetrieb eingesetzt werden und keine Betriebsunterbrechungen erfahren (Betriebskontinuität), kann auf die Anwendung eines erschwerenden Faktors für diese Geräte verzichtet werden. Bei Geräten, bei denen die Betriebskontinuität nicht bewertet werden kann, belegen die durchgeführten Studien die gute Robustheit der Anlagen. Es sind keine Maßnahmen hinsichtlich der thermischen Umgebung erforderlich.

Die thermischen Studien zeigen keine Maßnahmen seitens des Bedieners auf, die zum Schutz der Geräte bei extremer Hitze erforderlich sind.

❖ Fazit

Die für den 4-RP 900 festgelegten Leitlinien haben es ermöglicht, die Robustheit der Blöcke bei großer Hitze zu untermauern, insbesondere in Bezug auf folgende Aspekte:

- Zwischenfälle/Unfälle mit einer Dauer von 24 Stunden bis zu 10 Tagen,
- Berücksichtigung der Mindestleistung der Lüftungsanlagen in den Studien,
- die Überprüfung des ordnungsgemäßen Verhaltens der Anlagen hinsichtlich der WENRA-Empfehlungen zu erschwerenden Umständen und Betreiberfristen.

Auf dieser Grundlage konnten die Studien zu hohen Temperaturen den Änderungsbedarf ermitteln, der erforderlich ist, um die Anforderungen im Zusammenhang mit dieser Belastung zu erfüllen, die im Rahmen des 4-RP 900 umgesetzt werden.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNRL0835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher“, die darin besteht, die Fähigkeit der RRI/SEC-Wärmetauscher sicherzustellen, die mit den bei der 4.^{ème} Periodische Überprüfung der 900-MWe-Stufe neu bewertet wurde, wurde vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

2.2.1.9 Extreme Kälte

Allgemeiner Teil Stufe

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Die Anforderungen an den Schutz vor „extremer Kälte“, die für alle in Betrieb befindlichen Blöcke gelten, wurden auf der Grundlage der Erfahrungen aus den kältesten Wintern (insbesondere 1984-1985 und 1986-1987) entwickelt und anlässlich der zweiten regelmäßigen Überprüfungen auf die Blöcke CP0 Bugey 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 für die Abschaltung und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks und andererseits für die Begrenzung der radiologischen Folgen erforderlich sind (für alle Situationen des Auslegungsbereichs).

Das Referenzsystem wurde anlässlich des 2^{en} RP 900 geprüft. Es war nicht Gegenstand einer Neubewertung anlässlich des 3^{en} RP 900.

Im Rahmen des⁴RP 900 überprüft EDF das Referenzsystem „Grand Froid“ (extreme Kälte) unter Berücksichtigung der neuesten klimabezogenen Beobachtungen und der Entwicklungen im allgemeinen Ansatz zum Schutz vor schädlichen Einflüssen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1):

- Angesichts der vom Zwischenstaatlichen Ausschuss für Klimawandel (IPCC) beobachteten und bestätigten Trends hat EDF beschlossen, die im 2. und RP 900 festgelegten Temperaturwerte beizubehalten. Aus diesen internationalen Berichten geht nämlich hervor, dass die Zahl der kalten Nächte und Tage tendenziell abnimmt.
- Die von EDF für das Referenzsystem „Grand Froid“ angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit beziehen sich auf die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte (erschwerende Faktoren und Betreiberfristen) (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF außerdem sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze den in den thermischen Studien zugrunde gelegten Annahmen entsprechen (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4).

Die im Rahmen der Grand-Froid-Studien angewandte Methodik besteht darin:

- die Ermittlung der resultierenden Umgebungstemperaturen in den Räumen oder Raumgruppen (thermische Zonen) anhand von Berechnungsmodellen unter der Annahme eines im Referenzsystem definierten Paares [Außentemperatur; Wind],
- die ermittelten Umgebungstemperaturen mit den Mindesttemperaturen der EIPS zu vergleichen, die für die Erfüllung der bei extremer Kälte erforderlichen Sicherheitsfunktionen (einschließlich der bewerteten Lüftungssysteme) in diesen Räumen (oder thermischen Zonen) erforderlich sind,
- die erforderlichen Maßnahmen zu ergreifen, um die Verfügbarkeit oder die Unversehrtheit der bei großer Kälte erforderlichen EIPS sicherzustellen, wenn die erreichte Umgebungstemperatur zu niedrig ist.

Im Sonderfall von EIPS mit geringer thermischer Trägheit (ohne Schutz wie z. B. Wärmedämmung), die im Freien oder in direktem Kontakt mit der Außenumgebung installiert sind, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit sehr kurzzeitigen niedrigen Temperaturen zu vergleichen.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die im Rahmen des⁴RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, die Sicherheit gegenüber dem Risiko extremer Kälte zu rechtfertigen und zu verstärken, insbesondere in Bezug auf folgende Aspekte:

- Neubewertung der Wärmezufuhr und Aktualisierung der thermischen Studien unter Berücksichtigung der im Laufe der regelmäßigen Überprüfungen vorgenommenen Änderungen an der Anlage,
- Berücksichtigung der Entwicklungen des allgemeinen Ansatzes zum Schutz vor Angriffen:
 - Aktualisierung der Liste der EIPS, die bei extremer Kälte geschützt werden müssen,
 - Verwendung der durch regelmäßige Tests garantierten Durchflusswerte für die Belüftung (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4),
 - Verwendung einer neuen Berechnungssoftware, die eine genauere Modellierung der physikalischen Auswirkungen ermöglicht,
 - neue Zoneneinteilung mit einer feineren Gruppierung der Räume,
 - Anwendung der WENRA-Referenzwerte (erschwerende Faktoren und Betreiberfristen) (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

EDF hat überprüft, dass die im Rahmen des Schutzes vor extremer Kälte im 3. RP 900 zugrunde gelegten Studienannahmen weder durch die gewonnenen Erfahrungen (sowohl hinsichtlich der kürzlich gemessenen Temperaturen als auch hinsichtlich des gleichzeitigen Auftretens von Kälte und Wind) noch durch die Analyse der Erfahrungen aus dem Winter 2012 in Frage gestellt werden.

Die Zusammenfassung der Grand-Froid-Bugey-Studien, einschließlich der Ergebnisse der thermischen Studien und Funktionsanalysen des Kernkraftwerksblocks, hat Überschreitungen im Dieselgebäude festgestellt, das durch die LHG/LHH-Systeme belüftet wird. Diese Überschreitungen führen zur Einführung einer Empfehlung im Rahmen des Basisprogramms für vorbeugende Wartung (PBMP) der LHG/LHH-Ventilatoren und zur Umsetzung einer organisatorischen Maßnahme in der Sonderbetriebsvorschrift, die das Öffnen einer Tür vorsieht.

Die Ergebnisse der Kältestudien für die konventionelle Insel des Standorts Bugey weisen auf Risiken einer Überschreitung der Temperaturbeständigkeit der Anlagen in der Pumpstation, im SEC-Stollen, im Maschinenraum und in den Maschinenstollen hin.

Diese Risiken werden bereits in Phase A durch folgende Änderungen behandelt:

- Die Änderung PNPE0186 besteht aus:
 - Markierung und Wärmedämmung der ASG-Nachspeiseleitungen durch SER vor und hinter den SER-Pumpen im Entmineralisierungsraum,
 - einen Teil der SER-Leitung wärmeisolieren.
- Die Änderung der Betriebsanweisungen besteht darin, in der Wachsamkeitsphase einen Durchfluss in den SER/ASG-Rohrleitungen im Maschinenraum durch Öffnen der SER-Ventile entsprechend einem Temperaturschwellenwert zu erzwingen.

Ventile und Auslöse-Thermostate der Klimatisierungs- und Lüftungsschränke werden als EDA Grand Froid (Extremkälte) bewertet.

In Phase B werden diese Überschreitungsrisiken auch durch eine materielle Änderung der Wärmedämmung der SER-Rohrleitungen im Maschinenraum und durch die Begleitheizung dieser Rohrleitungen (PNPP0722) behandelt.

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

Bei jedem Szenario besteht das Ziel darin, die Fähigkeit zur Rückfallposition und zur Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks in einer Situation mit extremer Kälte in Verbindung mit einem erschwerenden Faktor zu überprüfen.

Was die Pumpstation betrifft, würde die Berücksichtigung einer Verschlechterung einer aktiven Anlage, die für den Fall extremer Kälte erforderlich ist, höchstens zum Verlust der Kältequelle in einem Block führen. Da unter diesen Bedingungen die ASG-Nachspeisung durch den SER mittels Schwerkraft verfügbar ist, ist die Rückfallkapazität und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks gewährleistet, sodass die Situation als akzeptabel eingestuft wird.

Die für extreme Kälte erforderlichen aktiven Ausrüstungen sind Lüftungssysteme und bestimmte elektrische Begleitheizungen sowie deren Unterstützungsfunktionen. Bei Geräten, die unter normalen Betriebsbedingungen eingesetzt werden und keine Betriebsunterbrechungen erfahren (Betriebskontinuität), kann auf die Anwendung eines erschwerenden Faktors für diese Geräte verzichtet werden. Bei Geräten, bei denen die Betriebskontinuität nicht bewertet werden kann, belegen die durchgeführten Studien die gute Robustheit der Anlagen. Es sind keine Maßnahmen hinsichtlich der thermischen Umgebung erforderlich.

Die thermischen Studien identifizieren keine Maßnahmen seitens des Bedieners, die zum Schutz der EIPS erforderlich sind, um deren Betriebsfähigkeit bei extremer Kälte aufrechtzuerhalten.

❖ Fazit

EDF hat die Temperaturen, die in den Sicherheitsstudien für die Belastung „*extreme Kälte*“ während des 4-RP 900 zu berücksichtigen sind, überprüft.

Methodische Entwicklungen und die Aktualisierung bestimmter Studienannahmen führten zu der Notwendigkeit, die Konzeption der Anlagen oder deren Betrieb zu ändern, um die zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS einzuhalten.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE0186 „Wärmedämmung und elektrische Begleitheizung in der Entmineralisierungsanlage“ wurde für die Entmineralisierungsanlage des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Die Auswirkungen dieser Änderung auf die Dokumentation wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP0722 „Verfolgung und Wärmedämmung der Versorgung der ASG-Abdeckung durch SER im Maschinenraum“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

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

2.2.1.10 Beeinträchtigungen durch die Kältequelle

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Im Rahmen des⁴RP 900 besteht das von EDF angestrebte Ziel zur Verbesserung der Sicherheit bei spezifischen Angriffen auf die Kaltquelle darin, die Robustheit der Anlagen gegenüber diesen Angriffen oder Phänomenen durch die Umsetzung der Sicherheitsanforderungen für Pumpstationen zu überprüfen.

Die Gefahren „Frasil“ und „Eisgang“, „*niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)*“ und „*Eintreffen von Ölteppichen*“ wurden bei der Konzeption und/oder Überprüfung des Schutzes der Blöcke ab dem ³RP 900 ausdrücklich berücksichtigt.

Nach den einschneidenden Ereignissen im Jahr 2009 (Verstopfung der vorderen Gitter von Chooz durch aktives Frasil, verschiedene Verstopfungen durch Pflanzenreste in Blayais und Cruas) hat EDF die Sicherheitsanforderungen für die Pumpstationssysteme weiterentwickelt, um:

- Integration des Systems zur „*Vorfiltration von Rohwasser*“ als Unterstützung der Sicherheitsfunktion „*Filtration von Rohwasser*“,
- Berücksichtigung aller externen Einflüsse oder spezifischen Phänomene der Kältequelle (einschließlich massiver Ansammlung von Ablagerungen (AMC) und Versandung/Verschlämmung),
- Berücksichtigung der kumulativen oder plausiblen Kombinationen dieser Einflüsse oder Phänomene.

Diese Elemente waren Gegenstand einer Untersuchung im Rahmen des Themas „*Anfälligkeit von Kaltquellen gegenüber externen Einflüssen*“ der GP REX 2009-2011.

Der Referenzrahmen für Sicherheitsanforderungen zum Schutz vor spezifischen Angriffen auf die kalte Quelle anlässlich des⁴ RP 900 berücksichtigt diese verschiedenen Anweisungen, insbesondere in folgenden Punkten:

- Verbesserung der Charakterisierung des Phänomens der Vereisung und der Abdeckung der Kumulierung von extremer Kälte / Niedrigwasser durch die Entwicklung der Methodik „*Eisbildung*“,
- Berücksichtigung der Kombination „*Frasil + winterliche Niedrigwasserstände*“,
- Änderung des Prinzips zum Schutz vor Eisbildung in offenen Kühlkreisläufen.

❖ Zusammenfassung der Studien

➤ Niedrigste Sicherheitswasserstände (PBES)

Der PBES-Wert des Kernkraftwerks Bugey wurde neu bewertet. Die mit dem neuen PBES-Wert durchgeführte Studie zur Überprüfung der Versorgung der Sicherheitspumpen kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen ohne zusätzliche Änderungen ausreichend sind.

➤ Eisbildung

Die Studien zeigen, dass der Standort Bugey in seinem derzeitigen Zustand robust ist. Daher sind keine zusätzlichen Änderungen für das 4^{ème} RP 900 erforderlich.

➤ Frasil

Das Kernkraftwerk Bugey ist anfällig für „Frasil“-Aggressionen.

EDF setzt im Kernkraftwerk Bugey die Änderung PNPP0723 „Einrichtung einer Winterumwälzung für nicht robuste Standorte in Frasil-Situationen“ im Rahmen des 4^{RP} 900 um, um die Sicherheit unter Berücksichtigung der „Frasil“-Aggression zu verbessern.

Darüber hinaus messen Sensoren die Wassertemperatur vor den SEC/RRI-Wärmetauschern. Dieser Messwert ist der Indikator, der für die Inbetriebnahme der Winterumwälzung zu berücksichtigen ist.

Schließlich ermöglichen zwischen den Gleisen angeordnete Dammkonstruktionen die Ausrichtung der Sicherheitspumpen auf den Vorfiltergittern und den Filtertrommeln, die durch die Winterumwälzvorrichtung geschützt sind.

➤ Massiver Eintrag von Ablagerungen (AMC)

Das Kernkraftwerk Bugey ist anfällig für AMC-Aggressionen. Studien kommen zu dem Schluss, dass das Kernkraftwerk Bugey robust ist, und stützen sich dabei auf folgende Maßnahmen:

- Vorfiltergitter, die den Schutz der Filtertrommeln gewährleisten, indem sie das Eindringen großer Schwimmkörper in das Wasserauffangbecken verhindern,
- die Filtertrommeln,
- Sensoren zur Messung des Druckverlusts der Filtertrommeln, die mit einer Automatik verbunden sind, die bei starker Verstopfung die Produktionspumpen abschaltet,
- Sensoren zur Messung des Füllstands hinter den Filtertrommeln, die mit einer Automatik verbunden sind, die die Produktionspumpen bei Erreichen eines niedrigen Füllstands auslöst,
- die Niederdruckreinigung und die langsame Drehung der Filtertrommeln, um die auf den Filterplatten angesammelten Rückstände zu lösen und zu entfernen.

Für das Kernkraftwerk Bugey zeigt die Anwendung der Methodik, dass der Standort dank der Umsetzung der Änderung PNPP0720, die darin besteht, die Druckverlustsensoren der CRF-Filtertrommeln zu renovieren und eine Füllstandsmessung hinter jeder CRF-Filtertrommel zu installieren, robust ist.

➤ Eintreffen einer Ölschicht

Das Kernkraftwerk Bugey gilt als unempfindlich gegenüber „Kohlenwasserstoff“-Aggressionen.

➤ Versandung/Verschlammung

Die Wasserentnahmestelle des Kernkraftwerks Bugey besteht aus einem Zuführungskanal, der die Pumpstationen der vier Blöcke versorgt. Da dieser Zuführungskanal direkt mit der Rhône verbunden ist, ist der Standort anfällig für Verschlammung und Versandung.

Für den Zuführungskanal und die Kiesgrube basiert die Risikokontrolle hinsichtlich Verschlammung und Versandung auf der Durchführung regelmäßiger bathymetrischer Überwachungen, der Einhaltung von Baggerkriterien und der Durchführung von Baggerarbeiten, wenn diese Kriterien erreicht sind.

Für die anderen Bauwerke der Pumpstation gewährleisten die Erfahrungen vor Ort und die Umsetzung geeigneter organisatorischer Maßnahmen (Bathymetrie, Inspektion, Reinigung ...) , die auf dem vor Ort umgesetzten Basisprogramm für vorbeugende Wartung (PBMP) und auf standortspezifischen Wartungsprogrammen basieren, gewährleisten die Robustheit der Bauwerke gegenüber Verschlammung/Versandung.

Für das Kernkraftwerk Bugey zeigt die Anwendung der Methodik, dass der Standort dank der oben genannten Maßnahmen robust gegenüber dem Phänomen der „Verschlammung/Versandung“ widerstandsfähig ist.

➤ Verschärfende Faktoren und Sensibilität gegenüber Betreiberfristen (WENRA)

Studien zur Empfindlichkeit gegenüber einem erschwerenden Faktor oder längeren Betreiberfristen zeigen, dass:

- Die Anwendung eines erschwerenden Faktors gemäß den für Aggressionsstudien festgelegten allgemeinen Regeln hat keine Auswirkungen auf die spezifischen Aggressionen der Kältequelle.
- Die Berücksichtigung einer Betriebsverzögerung von 35 Minuten für lokale Maßnahmen stellt die Schlussfolgerungen der Robustheitsanalysen der Pumpstationen hinsichtlich der spezifischen Aggressionen an der Kaltquelle nicht in Frage.

❖ Fazit

Die wichtigsten Änderungen gegenüber dem Sicherheitsreferenzsystem der Pumpstation werden im Rahmen des 4-RP 900 umgesetzt.

Alle diese Maßnahmen sowie die Aktualisierung der Studien zur Pumpstation unter Einbeziehung der seit 2012 erlassenen Vorschriften ermöglichen es, den Schutz der Kaltquellen der Anlage vor Angriffen oder Phänomenen wie PBES, Eiseisbildung, Vereisung, AMC, Kohlenwasserstoffen und Versandung/Verschlammung nachzuweisen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0720 „Einbau eines Filtrations-Füllstandssensors mit Auslösung der Produktionspumpen, um gegen *massive Verschmutzungen* gewappnet zu sein“ wurde vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP0723 „Einrichtung einer Winterrückführung für nicht robuste Standorte in Frischwassersituationen“, die darin besteht, das warme Wasser aus den SEC-Abflüssen der vier Blöcke gemeinsam vor den CRF-Vorfiltergittern zu verteilen, wurde vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt .

2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind verursachte Projektile

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Das Ziel für das 4-RP 900 ist es, die zu berücksichtigende Windstärke gemäß den 2009 geänderten Regeln für Schnee und Wind 65 neu zu bewerten. Ergänzend dazu werden nach der Untersuchung dieses Themas im Rahmen des 3-RP 1300 mögliche lokale Schwachstellen an den Bauwerken gesucht, die den Schutz der innerhalb der Gebäude befindlichen Ausrüstung gefährden könnten (Berücksichtigung von Zielen innerhalb der Gebäude, hinter Schwachstellen wie Türen und Trichtern).

❖ Zusammenfassung der Studien

Was die Neubewertung der Windstärken angeht, 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 in Bezug auf die aktualisierten Windstärken ist daher gerechtfertigt.

Für den Kernkraftwerksblock zeigen die Studien zu den durch starke Winde verursachten Projektilen (PGGV) gemäß dem Stand des 4-RP 900, dass die Anlagen ohne zusätzliche Änderungen widerstandsfähig gegen solche Einwirkungen sind.

Für die konventionelle Insel zeigen die zum Stand vom 4-RP 900 zeigen, dass Sicherheitsziele innerhalb der Notfallpumpstation des Blocks und auf Höhe der Entmineralisierungsstation angegriffen werden können, da bestimmte Lüftungsgitter nicht in der Lage sind, die durch den starken Wind verursachten Projektile zu stoppen und die direkte Wirkung des Windes stark abzuschwächen. Daher plant EDF die Verstärkung oder Ergänzung der PGGV um robuste Baukonstruktionen in Form von Stahlkonstruktionen mit Schutzsystemen (aus Blech, Gitterrost, Schutznetz, doppelwandiger Verkleidung). Die übrigen Schwachstellen werden durch die Verstärkung oder den Austausch der bestehenden Lüftungsgitter durch robuste Gitter an den PGGV behoben.

Die Änderung PNPE0165 „Schutz vor durch starken Wind verursachten Projektilen“ zielt darauf ab, die Rohrleitungen der SEC- und SEB-Systeme und die Stromkabel der Stollen über die Zugangsräume zu den Stollen oder abnehmbare Platten und die SER-Systemausrüstung in der Entmineralisierungsstation mit Hilfe von gegenüber PGGV robusten Metallkonstruktionen oder -elementen zu schützen.

Die Änderung PNRL0841 „Änderung PGGV Bugey“ zielt darauf ab, die CRF-Systemausrüstung in den Filtertrommelräumen durch Anbringen von „Abschirmblechen“ um die Lüftungskanäle herum zu schützen.

Die Änderung PNPP0543 „Einrichtung einer Klimaanlage für die Pumpstationen von Bugey“ umfasst die Klimatisierung der Räumlichkeiten der Pumpstation und die Installation robuster Metallkonstruktionen und -elemente zum Schutz vor PGGV rund um die Luftkondensatoren.

EDF hat außerdem überprüft, dass keine Gefahr einer Überdrehzahl der Ventilatoren durch starken Wind besteht.

Schließlich hat EDF im Anschluss an die Untersuchung des Themas PGGV im Rahmen des 3-RP 1300 Betriebsvorschriften erlassen, die bei starkem Wind die Durchführung von Sichtprüfungen der gegen starken Wind anfälligen EIP vorschreiben. Das Ziel dieser besonderen Verhaltensregel (RPC) ist es, sicherzustellen, dass die Anlagen nach einem Sturm nicht beschädigt sind, um einen sicheren Weiterbetrieb zu gewährleisten. Diese RPC wird im Rahmen des 4-RP 900 umgesetzt.

➤ Erschwerende Umstände und Sensibilität gegenüber der Betreiberfrist (WENRA)

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und die Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit haben keine Auswirkungen auf die Anlage. Denn:

- es sind keine aktiven Einrichtungen erforderlich, um den Schutz vor starkem Wind zu gewährleisten,

- es sind keine Maßnahmen des Bedieners erforderlich, um den Schutz vor starkem Wind zu gewährleisten.

❖ Fazit

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

Für die Kernkraftwerksinsel sind keine Änderungen erforderlich. Für die konventionelle Insel sind Verstärkungen der Anlagen vorgesehen, die im Rahmen des 4-RP 900 umgesetzt werden.

Entsprechend der Entscheidung für das 3-RP 1300 führt EDF eine Sonderbetriebsregel ein, die darin besteht, die Anlagen nach einem Sturm zu inspizieren, um sicherzustellen, dass keine Schäden vorliegen, und den Betrieb in völliger Sicherheit fortzusetzen.

Die Sensitivitätsanalyse hinsichtlich der Verschärfung und der Betreiberfrist gemäß den WENRA-Referenzwerten kommt zu dem Schluss, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder ihren Betrieb bestehen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

- Konventionelle Insel

Die Änderung PNPE0165 „Schutz vor durch starken Wind verursachten Projektilen“ zielt darauf ab, auch die Motoren der Pumpen SEB und SEC von Block 3 mit Hilfe einer robusten Metallkonstruktion oder -elementen vor PGGV zu schützen.

- Kernkraftwerk

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands der Lagerung auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE0165 „Schutz vor durch starken Wind verursachten Projektilen“,
- PNPP0543 „Einrichtung einer Klimaanlage für die Pumpstationen von Bugey“,
- PNRL0841 „Änderung PGGV Bugey“

wurden vollständig im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey realisiert.

2.2.1.12 Tornado

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Im Rahmen des 4-RP 900 hat EDF eine Referenzstufe für Tornados in den Anlagen festgelegt.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die Referenzstufe für Tornados soll Gefahren mit einer Häufigkeit von mehr als einem Referenzwert von 10^{-4} pro Jahr abdecken. Auf der Grundlage der Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Tornados liegt die jährliche Häufigkeit, mit der eine maximale Tornadogeschwindigkeit von 29 m/s (Geschwindigkeit, die einem Tornado der Stufe EF0 auf der Enhanced Fujita-Skala entspricht) überschritten wird, bei etwa $3,10^{-5}$ / Jahr für den ozeanischen Bereich und in der Größenordnung von $1,1 \cdot 10^{-5}$ / Jahr für den Rest Frankreichs. Die Windgeschwindigkeiten eines Tornados der Intensität EF0 liegen somit innerhalb der Windgeschwindigkeiten eines Tornados, die dem Referenzwert von 10^{-4} / Jahr entsprechen, sowohl für die Meeresregion als auch für das übrige Frankreich.

In diesem Zusammenhang entspricht die von EDF für den Bemessungsbereich gewählte Referenzstärke eines Tornados EF0, sowohl für die Meeresregion als auch für das übrige Frankreich. Die verschiedenen Auswirkungen eines Tornados sind:

- der dynamische Winddruck,
- möglicherweise aufgewirbelte und beschleunigte Projektile,
- der plötzliche Druckabfall im Zentrum des Wirbels.

Für den Referenz-Tornado gilt:

- Der dynamische Druck durch Wind wird durch die Konstruktion von Gebäuden und Bauwerken abgedeckt, für die höhere Windlasten vorgeschrieben sind.
- Hypothetische Projektile werden durch die im Rahmen der Referenzbelastung „Durch starken Wind erzeugte Projektile“ (PGGV) untersuchten Projektile abgedeckt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 0).
- Der Unterdruck im Zentrum des Wirbels ist weder für Gebäude noch für Ventilatoren maßgeblich.

Die Robustheit des CP0 Bugey-Lagers gegenüber den Auswirkungen des Referenz-Tornados der Stufe EF0 wird durch die Berücksichtigung schwerwiegenderer Phänomene bei der Konzeption gewährleistet. Darüber hinaus wird EDF im Rahmen der Folgemaßnahmen der generischen Phase des 4RP 900 wird EDF spätestens fünf Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung einen Tornado der Intensität EF2 auf der Fujita-Skala, definiert durch die für diese Intensität charakteristische durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s, als Referenzgefahrenstufe festlegen.

Ergänzend dazu hat EDF eine Studie über Tornados und damit verbundene Phänomene 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 maßgeblich sind. Es ist daher nicht erforderlich, neue Szenarien mit mehreren Gefahren in das Tornado-Referenzsystem aufzunehmen.

Die Berücksichtigung des erschwerenden Umstands und die Sensibilität gegenüber der Betreiberfrist im Rahmen der WENRA-Referenzwerte haben keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb. Denn:

- es sind keine aktiven Anlagen erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten,
- es sind keine Maßnahmen des Betreibers erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten.

❖ Schlussfolgerung

Studien zum Referenz-Tornado (Intensitätsstufe EF0 auf der Fujita-Skala) zeigen, dass die bei der Konzeption der Reaktoren und im Rahmen des Referenzsystems „Sturmwind und durch Sturmwind verursachte Projektile“ getroffenen Maßnahmen die Anlage widerstandsfähig gegen diese Einwirkung machen.

Im Rahmen der Folgemaßnahmen zur Anweisung 4^{ème} RP 900 wird die in der Sicherheitsnachweisführung berücksichtigte Referenzstärke von Tornados spätestens fünf Jahre nach Vorlage des RCR erhöht (Intensitätsstufe EF2 auf der Fujita-Skala).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten gegenüber dem Status „Palier“ auf.

Bilanz zum Stand des Blocks

Zu diesem Thema gibt es keine Änderungen in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey.

2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMS)

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

EDF hat anlässlich des⁴RP 900 neue Sicherheitsanforderungen für diese Einwirkungen festgelegt, um im Falle eines Blitzschlags die Erreichbarkeit und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands der Blöcke zu gewährleisten und die radioaktiven Freisetzungen unter Berücksichtigung der möglichen Auswirkungen des Blitzschlags zu begrenzen.

Die Methodik zur Analyse der Robustheit der Anlagen gegenüber Blitzschlag und externen elektromagnetischen Störungen wurde aktualisiert.

Sie besteht aus der Durchführung von Studien, die für jeden Standort dokumentiert werden in:

- der „*Blitzschlagauswirkungsanalyse*“ (AIF) für Außenanlagen, die dem Strahlungsfeld ausgesetzt sind. Ihr Ziel ist es:
 - die Auswirkungen von Blitzen auf Außenanlagen, Dächer und Fassaden von sogenannten „*Zielgebäuden*“ (die EIP enthalten) des Kernkraftwerks zu analysieren,
 - Empfehlungen zu geben, um die Auswirkungen von Blitzen auf ein Niveau zu reduzieren, *das* mit den Sicherheitszielen innerhalb der sogenannten „*Zielgebäude*“ vereinbar ist.
- Die „*Berechnung der Überspannung*“ betrifft die elektrischen Verbindungen zwischen Gebäuden, über die bei einem Blitzschlag Überspannungen übertragen werden können. Ihr Ziel ist es:
 - die Anfälligkeit der Verbindungen zwischen Gebäuden zu analysieren, indem Überspannungsberechnungen für die Verbindungen durchgeführt werden, die an *die* sogenannten „*Zielgebäude*“ angeschlossen sind,
 - eine Liste der Schutzvorrichtungen zu erstellen, die an den zu schützenden Verbindungen anzubringen sind.

Um die potenziellen Blitzeinschlagpunkte (die Möglichkeit, dass ein Ziel von einem Blitz getroffen wird) zu bestimmen, 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“ (PNPP0951) um, die den Einbau von Blitzableitern, Blitzableitern oder Abdeckungen vorsieht, um die Konformität der Blöcke mit den angestrebten Zielen sicherzustellen.

EDF schätzt, dass ein Sonnensturm, der gleichzeitig an mehreren Kernkraftwerksstandorten zu lang anhaltenden externen Spannungsausfällen führen könnte, ein äußerst seltenes Ereignis ist. Es erscheint nicht notwendig, dies speziell zu berücksichtigen, da die Sicherheitsvorschriften für die Kernkraftwerke von EDF bereits Spannungsausfälle von bis zu 15 Tagen abdecken.

Im Anschluss an die Untersuchung im Rahmen des GP Agressions ^{GP Übergriffe} des 4-RP 900 hat EDF die Auswirkungen der durch einen Blitzschlag ausgestrahlten Felder auf die Equipements de Disposition Agression (EDA, Ausrüstung für Übergriffe) im Zusammenhang mit Bränden und internen Explosionen analysiert. Die Analyse kommt zu dem Schluss, dass die Strahlungsfelder aufgrund der Eigenschaften dieser Geräte und ihrer Lage in den Räumlichkeiten keine Auswirkungen auf diese EDA haben.

Angesichts der Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber Verschlimmerungsfaktoren und Verzögerungen (WENRA-Referenzwerte) wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- ☐ Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Blitzschutz zu gewährleisten, und es
- ☐ sind keine Maßnahmen seitens des Bedieners erforderlich, um den Blitzschutz zu gewährleisten.

❖ Fazit

Die im Rahmen des Schutzes vor „*Blitzschlag und externen elektromagnetischen Störungen*“ durchgeführten Studien haben gezeigt, dass am Standort Bugey nur begrenzte Änderungen erforderlich sind, um die Blitzschutzziele zu erreichen, die im Rahmen des 4-RP 900 umgesetzt werden.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten gegenüber dem Status „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0951 „Einbau von Überspannungsableitern“ wurde vollständig im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

2.2.1.14 Schnee

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Ziel ist es, die Robustheit der Sicherheitsziele bei Schneebelastung sicherzustellen, die gemäß den Regeln „*Neige et Vent*“ (Schnee und Wind) von 1965, Ausgabe 2009, neu bewertet wurden.

Die Gebäude und Strukturen der Kernkraftwerke der Stufe CP0 Bugey wurden gemäß den zum Zeitpunkt ihrer Planung geltenden „*Schnee- und Windvorschriften*“ von 1965 dimensioniert. Diese Vorschriften wurden seit ihrer ersten Veröffentlichung mehrfach aktualisiert, zuletzt in den Jahren 2000 und 2009. Im Rahmen des 4-RP 900 werden die im Falle einer externen Schneebelastung erforderlichen EIPS anhand der Schneelasten gemäß der aktualisierten Fassung der Vorschriften „*Schnee und Wind*“ Ausgabe 2009.

Der Ansatz besteht darin, die Belastungen NV2000 und NV2009 zu vergleichen und sicherzustellen, dass die zu schützenden Sicherheitsziele im Hinblick auf die 2009 aktualisierten klimatischen Belastungen korrekt dimensioniert sind.

❖ Zusammenfassung der Studien

Für CP0 Bugey hat die Weiterentwicklung der „*Schnee- und Wind*“-*Vorschriften* von 1965 zwischen den geänderten Vorschriften von 2000 und den geänderten Vorschriften von 2009 keine Auswirkungen. Die klimatischen Belastungen bleiben gegenüber den „NV65-Vorschriften“ Ausgabe 2000 unverändert oder verringern sich.

Sowohl für den Kernkraftwerksblock als auch für den konventionellen Block ergaben die Überprüfungen, dass die Anlagen und Ausrüstungen den „NV65-Vorschriften“ der Ausgabe 2009 entsprechen. Im Rahmen des 4-RP 900 sind daher keine Änderungen erforderlich.

Angesichts der Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und der Betriebsfrist (WENRA-Referenzwerte) werden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- keine aktiven Anlagen erforderlich sind, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten,
- Es sind keine Maßnahmen seitens des Bedieners erforderlich, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten.

❖ Fazit

Die für CP0 Bugey durchgeführten Studien kamen zu dem Schluss, dass die Bauwerke und Anlagen den Vorschriften der NV65, Ausgabe 2009, entsprechen. Die Sensitivitätsanalysen unter Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeit (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) kommen zu dem Schluss, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder ihren Betrieb zu erwarten sind.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Zu diesem Thema gibt es keine Änderungen in Bezug auf Block 3 des Kernkraftwerks Bugey.

2.2.1.15 Beherrschung des industriellen Risikos

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

➤ Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks

Die Beherrschung der Risiken im Zusammenhang mit der industriellen Umgebung und den externen Verkehrswegen erfordert die Überwachung der damit verbundenen Umgebung und die Bewertung der entsprechenden Risiken für die kerntechnischen Anlagen. Die damit verbundene Risikoanalyse basiert auf der Anwendung der grundlegenden Sicherheitsvorschrift RFS I-2.d.

Die folgenden Arten potenzieller Gefahrenquellen werden berücksichtigt:

- ortsfeste Industrieanlagen wie Lager und Produktionsstätten außerhalb des Standorts;
- Transportleitungen (Gas- und Ölpipelines) außerhalb des Standorts;
- die verschiedenen Transportarten für gefährliche Güter (Straße, Schiene, Binnenwasserstraße oder Seeweg) außerhalb des Standorts.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle für das 4-RP 900 zu berücksichtigenden Angriffe gelten, betrifft das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Beherrschung der Risiken im Zusammenhang mit der industriellen Umgebung und den Verkehrswegen außerhalb des Standorts die Aktualisierung der Unfallparameter unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen.

Im Rahmen des 4- RP 900 berücksichtigt EDF außerdem die Anforderungen der ASN im Rahmen des 3- RP 1300, die EDF insbesondere dazu veranlasst haben, die Methodik zur Bewertung des Begriffs „Unfallkunde“ zu aktualisieren.

➤ Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks

Im Rahmen des 4-RP 900 hat EDF der ASN einen Rahmenplan zur „Methodik für den Umgang mit Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb von Kernkraftwerken“ übermittelt, der für alle Ebenen gilt und als Grundlage für die Durchführung standortspezifischer Studien für jedes Kernkraftwerk dient. Diese Methodik berücksichtigt die Anforderungen der ASN, die darauf abzielen, die von EDF im Rahmen des 3-RP 1300 vorgelegten Studien zu den Risiken im Zusammenhang mit dem 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 der industriellen Umgebung verbundenen Risiken wurden bei der Auslegung der Anlagen durch den Standardschutz deterministisch berücksichtigt. Die Dimensionierung der Strukturen erfolgte unter Berücksichtigung des Phänomens einer detonationsartigen Explosion.

Die Widerstandsfähigkeit gegenüber Überdruckwellen betrifft Gebäude und Bauwerke, die Anlagen beherbergen oder enthalten, die den drei Funktionen der RFS I-2.d entsprechen, sowie die Öffnungen dieser Gebäude (Zugangstüren und Lüftungsöffnungen).

Gemäß RFS I-2.d beträgt die Größenordnung der Grenzprobabilität für die Akzeptanz einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze für alle externen Störfälle im Zusammenhang mit menschlichen Aktivitäten 10^{-6} / Jahr.Reaktor für jede der folgenden Funktionen:

- Reaktorabschaltung und Ableitung der Restleistung;
- Lagerung abgebrannter Brennelemente;
- Behandlung radioaktiver Abwässer.

Um die Summe der Wahrscheinlichkeiten von Unfällen unterschiedlicher Ursachen mit ähnlichen Folgen zu berücksichtigen, legt die RFS I-2.d für jede betrachtete Familie von Angriffsquellen eine Grenzgröße für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} / Jahr.Reaktor fest.

Im Anschluss an die Untersuchung des Themas „industrielle Risiken“ im Rahmen des 3- RP 1300 hat EDF die Methodik zur Bewertung industrieller Risiken im Rahmen des 4- RP 900 weiterentwickelt.

Das Thema umfasst zwei Arbeitsschwerpunkte:

- Überwachung der industriellen Umgebung und der Verkehrswegen außerhalb des Standorts: Die Daten zur industriellen Umgebung jedes Standorts werden aktualisiert.
- Bewertung der mit den Anlagen verbundenen Risiken. EDF hat seine Methodik im Rahmen des Arbeitsprogramms des 4-RP 900 aktualisiert. Die Studien basieren auf den aktualisierten Unfallparametern, die im Rahmen des 3- RP 1300 erstellt und für das 4- RP 900 aktualisiert wurden.

Das Sicherheitsziel der Studien des 4-RP 900 besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktueller Daten zur Unfallhäufigkeit und spezifischer Daten zur Umgebung jedes Standorts neu zu bewerten. Zu diesem Zweck werden folgende Daten aktualisiert:

- die Werte der Unfallparameter;
- Standortspezifische Daten: Lage der ICPE (klassifizierte Anlagen zur Umweltkontrolle), Rohrleitungen, Verkehrswege außerhalb des Standorts mit dem damit verbundenen Gefahrguttransport.

Aufgrund der Besonderheiten der Umgebung des Kernkraftwerks Bugey werden nur die Risiken berücksichtigt, die mit dem Transport gefährlicher Güter auf Verkehrswegen außerhalb des Standorts verbunden sind. ICPE-Anlagen und Rohrleitungen sind aufgrund ihrer Entfernung zum Zielgebiet des Kernkraftwerks und/oder des Fehlens einer Gefahrenquelle vom Untersuchungsbereich ausgeschlossen.

Explosionsgefahr:

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 Bugey zu bewerten.

Die betrachteten gefährlichen Phänomene sowie die Entfernungen zu den verschiedenen Verkehrswegen führen dazu, dass die meisten Szenarien deterministisch ausgeschlossen werden können.

Die durchgeführten deterministischen und probabilistischen Studien führen, sofern erforderlich, zu einem vernachlässigbaren Explosionsrisiko (in der Größenordnung von 10^{-8} / Jahr.Reaktor).

Toxisches Risiko:

Ziel der Studie ist es, das Risiko zu bewerten, dass die Mitarbeiter im Kontrollraum nicht mehr in der Lage sind, die notwendigen Maßnahmen zu ergreifen, um den Reaktor wieder in einen sicheren Zustand zu versetzen und diesen aufrechtzuerhalten, wenn sie giftigen Substanzen ausgesetzt sind, die von benachbarten Industrieanlagen oder beim Transport gefährlicher Güter in der Nähe des Kernkraftwerks Bugey freigesetzt werden könnten.

Die betrachteten gefährlichen Phänomene sowie die Entfernungen zu den verschiedenen Verkehrswegen schließen die meisten Szenarien deterministisch aus. Die bei Bedarf durchgeführte probabilistische Studie macht das Risiko einer Auswirkung für alle Arten von Angriffsquellen vernachlässigbar (in der Größenordnung von 10^{-10} / Jahr.Reaktor).

Externe Brandgefahr:

Ziel der Studie ist es, für die betreffenden Produkte das Risiko zu bewerten, dass der Wärmefluss eines Brandes die mit den oben aufgeführten Funktionen verbundenen Anlagen beschädigen könnte, aber auch das Risiko einer Vergiftung durch die bei einem Brand entstehenden Dämpfe für die Bediener im Kontrollraum.

Die thermischen und toxischen Auswirkungen eines Brandes eines mit Kohlenwasserstoffen beladenen Lastwagens auf der nächstgelegenen Departementsstraße wurden analysiert. Die Ergebnisse zeigen, dass keine Gefahr für das Kraftwerk besteht. Der Wärmefluss, dem das nächstgelegene Ziel auf der Departementsstraße ausgesetzt ist, und die toxische Dosis der Verbrennungsgase, die den Kontrollraum erreichen, sind sehr gering.

Das Szenario eines Flächenbrandes kann auch auf Straßen auftreten. Angesichts der Entfernung der Verkehrswege zum Kernkraftwerk und der daraus resultierenden Wirkungsentfernungen hat das Auftreten eines Flächenbrandes, unabhängig von der betrachteten Achse und der Form der Brandfläche, keine Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks.

Verschärfende Faktoren und Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Betreibers (WENRA):

Hinsichtlich der Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und der Reaktionszeit (WENRA-Referenzwerte) wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- Da die Häufigkeit des Auftretens von Angriffen sehr gering ist, stellt eine Kombination mit einem Ausfall aktiver Geräte ein Restrisiko dar.
- Zum Schutz vor industriellen Risiken sind keine Maßnahmen seitens des Betreibers erforderlich. Fazit:

Die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe innerhalb der Grenzen des Kernkraftwerks Bugey liegt bei etwa 10^{-8} pro Jahr.Reaktor für alle externen Angriffe im Zusammenhang mit menschlichen Aktivitäten. Diese Ergebnisse entsprechen den in RFS I-2.d definierten Referenzwerten.

➤ Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks Bugey

Durch die Entkopplung von den Risikostudien im Zusammenhang mit der industriellen Umgebung soll das Risiko einer Störung der in der RFS I-2.d definierten Funktionen begrenzt werden.

Nach der Untersuchung des Themas im Rahmen des 3-RP 1300 hat EDF die Methodik „interner Transport gefährlicher Güter“ unter Berücksichtigung der folgenden zusätzlichen Elemente der ASN aktualisiert:

- auf einer deterministischen Analyse basieren, bei der alle gefährlichen Phänomene untersucht werden, die sich aus einem internen Transportunfall ergeben können, einschließlich Bränden, Explosionen und Freisetzungen gefährlicher Stoffe sowie deren Auswirkungen auf die Sicherheitsziele, bevor die Wahrscheinlichkeit bewertet wird, mit der die maximal zulässigen Angriffswerte für diese Ziele erreicht werden,
- die Bewertung der mit Lkw-Bränden verbundenen Risiken zu vertiefen.

Ziel der Studie ist es, die Explosions-, Brand- und Toxizitätsrisiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter, die am Standort ankommen (oder ihn verlassen), zu bewerten.

Die betrachteten gefährlichen Phänomene sowie die Entfernungen zu den nächstgelegenen Sicherheitszielen schließen die meisten Szenarien deterministisch aus.

Die probabilistische Untersuchung, die bei Bedarf semiquantitativ durchgeführt wurde, ergab ein vernachlässigbares Risiko im Zusammenhang mit dem

. Die durchgeführte Studie hat gezeigt, dass kein gefährliches Phänomen erhebliche Auswirkungen auf die Sicherheit des Standorts Bugey hat.

❖ Fazit

Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks

Die Aktualisierung der Methodik ermöglichte es, die Ergebnisse der Untersuchung des Themas im Rahmen des GP Orientations 4^{ème} RP 900 zu berücksichtigen. Die im Rahmen des 4^{RP} 900 für das Kernkraftwerk Bugey durchgeführte Bewertung der Risiken, die durch die industrielle Umgebung entstehen, rechtfertigt die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zur Überprüfung der Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.d.

Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks

Die Methodik für den Umgang mit Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb von Kernkraftwerken, die die Anweisungen des 3^{RP} 1300 und bestimmte Anforderungen der ASN berücksichtigt wurde im Kernkraftwerk Bugey umgesetzt. Die durchgeführte Studie hat gezeigt, dass keine gefährlichen Phänomene erhebliche Auswirkungen auf die Sicherheit des Standorts Bugey haben.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Zu diesem Thema gibt es keine Änderungen in Bezug auf Block 3 des Kernkraftwerks Bugey.

2.2.1.16 Beherrschung des Luftrisikos

Allgemeiner Teil Lager

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Die Beherrschung des Luftfahrtrisikos basiert auf der Überwachung der Luftfahrtumgebung der Standorte und der anschließenden Bewertung der damit verbundenen Risiken für die kerntechnischen Anlagen. Die Analyse des Luftfahrtrisikos stützt sich auf die Anwendung der Grundregel für die Sicherheit (RFS) I-2.a.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im 4^{RP} 900 (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) gelten, bezieht sich das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Beherrschung des Luftverkehrsrisikos auf die Aktualisierung der Eingabedaten (Verkehrsaufkommen, Sicherheitsziele) unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen. Die allgemeinen Entwicklungen für alle Angriffe (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ Zusammenfassung der Studien

Dieser Angriff wurde bereits bei der Konzeption durch die Dimensionierung bestimmter Bauwerke hinsichtlich der Auswirkungen von Projektilen aus der allgemeinen Luftfahrt berücksichtigt.

Anlässlich der regelmäßigen Überprüfungen werden die Luftrisiken gemäß der Grundlegenden Sicherheitsvorschrift (RFS) I-2.a neu bewertet, die sich auf einen probabilistischen Ansatz stützt, um das Risiko einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze zu bewerten.

Gemäß dieser RFS liegt die Größenordnung der Grenzwahrscheinlichkeit für die Akzeptanz einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze bei 10^{-6} / Jahr.Reaktor für jede der folgenden Funktionen:

- Reaktorabschaltung und Abfuhr der Restleistung,
- Lagerung abgebrannter Brennelemente,
- Behandlung radioaktiver Abfälle.

Um die Summe der Wahrscheinlichkeiten von Unfällen unterschiedlicher Ursachen mit ähnlichen Folgen zu berücksichtigen, legt die RFS I-2.a für jede betrachtete Familie von Gefahrenquellen eine Grenzgröße für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} / Jahr.Reaktor fest.

Das Sicherheitsziel der Studien des⁴RP 900 besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktueller Daten zur Unfallhäufigkeit und spezifischer Daten zur Umgebung jedes Standorts neu zu bewerten. Für jeden Standort wird anhand der standortspezifischen Daten und der Zielflächen ein probabilistischer Ansatz für die durch den Flugverkehr verursachten Risiken erstellt.

Zu diesem Zweck werden folgende Daten aktualisiert:

- die Werte der Unfallparameter,
- standortspezifische Daten: Lage der Flughäfen/Flugplätze, Flugverkehrsdaten,
- die Werte der virtuellen Flächen (Flächen der Strukturen, die dem Risiko eines Flugzeugabsturzes ausgesetzt sind).

Die Unfallparameter, deren Gültigkeit unabhängig vom Standort ist, wurden anhand der neuesten verfügbaren Daten aktualisiert.

Die virtuellen Flächen hängen von den Sicherheitszielen ab, die im Hinblick auf die Gefahr eines Flugzeugabsturzes zu berücksichtigen sind und die allen Strukturen und Ausrüstungen entsprechen, die für die drei in RFS I-2.a definierten Funktionen erforderlich sind. Die Liste der Sicherheitsziele sowie die zugehörigen virtuellen Flächen wurden im Rahmen des 4.RP 900 ^{aktualisiert} um den Ergebnissen der Untersuchung des 3-RP 1300 Rechnung zu tragen.

Die Ergebnisse der Studie zeigen, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Grenze des Kernkraftwerks CP0 Bugey aufgrund des Flugverkehrs wie folgt ist:

- unter 10^{-6} / Jahr.Reaktor für jede der drei Funktionen,
- höchstens in der Größenordnung von 10^{-7} / Jahr.Reaktor für jede der drei Funktionen und pro Luftfahrtfamilie (allgemeine Luftfahrt, kommerzielle Luftfahrt und militärische Luftfahrt).

Diese Ergebnisse für das Kernkraftwerk Bugey sind mit den in RFS I-2.a definierten Referenzwerten vereinbar.

Die Entwicklungen der Anforderungen in Bezug auf den allgemeinen Ansatz zur Aggression (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keinen Einfluss auf dieses Thema:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um die Kontrolle über das Luftrisiko zu gewährleisten.
- Es sind keine Maßnahmen seitens des Betreibers erforderlich, um die Kontrolle des Luftverkehrsrisikos zu gewährleisten.

Was den Nachweis der praktischen Beseitigung des Risikos einer Kernschmelze in Brennelementbecken im Zusammenhang mit dem Risiko eines Absturzes von Flugzeugen der allgemeinen Luftfahrt betrifft, ohne diese Situationen allein auf der Grundlage einer Wahrscheinlichkeitsbetrachtung auszuschließen, hat EDF die Folgen eines solchen Absturzes auf das Brennelementgebäude untersucht und dabei die Fähigkeit überprüft, einen ausreichenden Wasserstand im Becken sowie die Kühlung der Brennelemente aufrechtzuerhalten. Die Ergebnisse dieser Studie sind zufriedenstellend.

❖ Fazit

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

Die im Rahmen des 4. RP 900 für das Kernkraftwerk Bugey durchgeführte Bewertung der durch den Flugverkehr verursachten Risiken ermöglicht es, die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zur Überprüfung der Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.a zu begründen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema in Bezug auf Block 3 des Kernkraftwerks Bugey.

2.2.1.17 Ergänzende Studien

Allgemeiner Teil Lager

➤ Radiologische Folgen im Zusammenhang mit Angriffen

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Die Bewertung der radiologischen Folgen von Angriffen ist ein wesentlicher Bestandteil des Sicherheitsnachweises: Sie ermöglicht es, die Eignung der Anlage zur Erfüllung ihrer Funktion der Eindämmung radioaktiver Stoffe zu beurteilen.

Ziel dieses Ansatzes ist es, die Akzeptanz der radiologischen Folgen interner oder externer Störfälle zu überprüfen, zusätzlich zur Untersuchung des Störfalles selbst und der Untersuchung der radiologischen Folgen der in der Sicherheitsnachweisführung berücksichtigten Auslegungstörfälle.

Er besteht darin, unter den internen oder externen Störfallszenarien, die radiologische Folgen haben können, Hüllkurvenszenarien zu identifizieren und anschließend die Akzeptanz ihrer radiologischen Folgen im Hinblick auf die Dosisgrenzwerte zu überprüfen, die mit den Auslegungsbetriebsbedingungen verbunden sind, die entsprechenden Auftrittshäufigkeiten entsprechen.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die für das 3. RP 1300 angewandte Methodik wird für das 4. RP 900 beibehalten. Die wichtigsten Schritte der Methodik werden in den folgenden Abschnitten noch einmal aufgeführt.

Identifizierung der Rahmenszenarien:

Die Regeln und Annahmen, die für die Identifizierung der Szenarien zur Mobilisierung der Quellbegriffe gelten, sind die Regeln für die Untersuchung von Angriffen, wie sie in den Referenzsystemen für Angriffe definiert sind.

Angesichts der Vielzahl von Situationen, die Gegenstand einer Überprüfung sein können (Konfigurationen der Abschnitte, Ausgangszustände, Arten von Angriffen, Standort usw.), und um eine zufriedenstellende Überprüfung durchzuführen, bevorzugt die Methode eine Demonstration auf der Grundlage einer begrenzten Anzahl von Szenarien, die aufgrund ihres umfassenden Charakters ausgewählt wurden.

Diese Szenarien können direkt aus Angriffsstudien stammen oder als Szenarien ausgewählt werden, die „Entkopplung“, um die Analyse zu vereinfachen (entkoppelte Szenarien der Aggressionsstudien einerseits sowie der thermohydraulischen Situationen und der daraus resultierenden Funktionsabläufe andererseits).

Die Überprüfungsmethode ermöglicht es, Störfälle auszuschließen, bei denen aufgrund der bei der Auslegung der Gebäude und/oder Systeme getroffenen Vorkehrungen (einschließlich probabilistischer Kriterien durch Anwendung der Grundlegenden Sicherheitsvorschriften) kein Risiko radiologischer Folgen besteht.

Bewertung der radiologischen Folgen der Szenarien:

Die Methode zur Überprüfung der radiologischen Folgen der Rahmenszenarien basiert auf folgenden Grundsätzen:

- Die Methode bevorzugt qualitative Argumente oder bereits vorhandene Berechnungen und greift nur dann auf spezielle Berechnungen zurück, wenn dies erforderlich ist.
- Spezielle Berechnungen können auf der Grundlage realistischer Annahmen in Betracht gezogen werden, sofern sie angemessen konservativ sind und mit den Regeln für die Analyse von Störfällen im Einklang stehen.

Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Szenarien:

Die Bewertung der Häufigkeit des Auftretens von Umhüllungsszenarien kann sich auf qualitative oder quantitative Ansätze stützen. Wenn eine Bewertung der Häufigkeit des Auftretens unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands nicht möglich ist, bevorzugt EDF die Einordnung dieser Häufigkeit und vergleicht die Ergebnisse der Umhüllungsszenarien mit den Dosisgrenzwerten der Kategorie, die der höchsten Häufigkeit der Einordnung entspricht, wobei diese Ergebnisse benachteiligt werden.

Wenn ein Hüllscheibenszenario nur geringfügige radiologische Auswirkungen hat, ist die Bestimmung seiner Häufigkeit nicht mehr von Bedeutung. In der Praxis hat EDF eine Dosisgrenze festgelegt, unterhalb derer die Häufigkeit des Auftretens von Angriffsszenarien nicht untersucht wird. Dieser Dosiswert wurde auf den Entkopplungswert von 0,5 mSv festgelegt, was der Hälfte des jährlichen Grenzwerts für die effektive Dosis für die Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung entspricht (Artikel R1333-11 des französischen Gesundheitsgesetzbuchs).

Vergleich der radiologischen Folgen an den Grenzwerten:

Nachdem die Wahrscheinlichkeit des Szenarios eingegrenzt wurde, wird ein umfassender Vergleich der radiologischen Folgen mit den Dosisgrenzwerten durchgeführt, die mit der Kategorie verbunden sind, die der Obergrenze der Eingrenzung entspricht (entspricht den strengsten Grenzwerten in Bezug auf die Dosen).

Die gewählten Rahmen-Szenarien sind die Szenarien, die mit den folgenden Einwirkungen verbunden sind:

- Durch starken Wind verursachte Projektile;
- Erdbeben;
- Rohrleitungsausfälle und interne Überschwemmungen;
- Brände.

Ein Umschlagszenario für interne Explosionen wird ebenfalls im Hinblick auf die Robustheit definiert. Die folgenden Gefahren werden durch die Anwendung der entsprechenden grundlegenden Sicherheitsvorschriften ausgeschlossen:

- Risiken im Zusammenhang mit der industriellen Umgebung und den Verkehrswegen – Explosionen außerhalb des Standorts;
- Risiken im Zusammenhang mit Flugzeugabstürzen und Raketenangriffen.

Durch die Anwendung der grundlegenden Sicherheitsvorschriften wird für diese Angriffe überprüft, ob die Wahrscheinlichkeit

Die inakzeptable Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Grenze des Standorts liegt unter 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

Bestimmte Angriffe, die zu Szenarien der Mobilisierung von Quellen mit sehr geringer Aktivität führen können oder hinsichtlich der Freisetzungen durch andere Szenarien abgedeckt sind, wurden keiner speziellen Bewertung der radiologischen Folgen unterzogen.

Schließlich können bestimmte Angriffe keine Szenarien hervorrufen, die zu radiologischen Folgen führen.

Die Ergebnisse dieser Studien haben gezeigt, dass die radiologischen Folgen aller ausgewählten Szenarien aufgrund ihres umfassenden Charakters akzeptabel sind, mit Ausnahme des Erdbebens und der durch den starken Wind verursachten Projektile. Die Bewertung der radiologischen Folgen dieser beiden Szenarien zeigt, dass die geschätzten Dosen über 0,5 mSv liegen, jedoch unter den Dosisgrenzwerten für Auslegungstörfälle der Kategorie³ (Unfälle, deren Häufigkeit der Häufigkeit des Auftretens dieser beiden Szenarien entspricht).

❖ Schlussfolgerung

Die Überprüfung der Akzeptanz der radiologischen Folgen interner oder externer Angriffe wurde gemäß der für das 3. RP 1300 angewandten Methodik durchgeführt. Die Schlussfolgerungen der Studien belegen die Akzeptanz der radiologischen Folgen der Angriffe im Hinblick auf die für das 4. RP 900 angestrebten Ziele.

➤ Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung von Maßnahmen im Falle eines Angriffs

Die Zugänglichkeitsanalyse besteht darin, sicherzustellen, dass die Angriffe keine Veränderung der Atmosphäre bewirken, die die Durchführung der für die Bewältigung einer Angriffssituation erforderlichen Maßnahmen vor Ort beeinträchtigen könnte. Die Maßnahmen, deren Umsetzung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele der Angriffsszenarien zu gewährleisten.

In einer Aggressionssituation können sich die Umgebungsbedingungen auf unterschiedliche Weise abnormal verändern, wobei diese Veränderungen für jede einzelne Aggression spezifisch sind.

Der Ansatz zur Zugänglichkeit von Räumlichkeiten in Angriffssituationen besteht darin, diejenigen auszuwählen, die anhand der folgenden Kriterien eine nachgewiesene Herausforderung darstellen:

- Notwendigkeit, vor Ort Maßnahmen zu ergreifen, um den Angriff selbst oder dessen funktionale Folgen zu bewältigen,
- und Vorhandensein von durch den Angriff verursachten Umgebungsbedingungen, die die Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen erforderlich sind, unzugänglich machen können (Rauch und Feuer bei einem Brandangriff oder Wind und Geschosse zum Beispiel bei einem PGGV-Angriff).

Die folgenden Angriffe wurden anhand dieser Kriterien überprüft:

- interne Überschwemmung und Rohrleitungsausfälle,
- Erdbeben,
- Feuer,
- externe Überschwemmung,
- extreme Kälte,
- Hitzewelle,
- PGGV.

Nach allen im Rahmen des⁴RP 900 durchgeführten Überprüfungen auf der Stufe CP0 Bugey stellen die in den Räumlichkeiten herrschenden Bedingungen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Notfällen erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte, die Maßnahmen in diesen Räumlichkeiten während der erforderlichen Zeit durchzuführen, nicht in Frage.

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der Vorschrift [FOH-B], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900 hat EDF die tatsächliche Fähigkeit der Mitarbeiter vor Ort überprüft, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Rahmen der Nachweisführung für die nukleare Sicherheit erforderlichen Maßnahmen im Falle eines Unfalls durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung von Maßnahmen beim Tragen persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit von Werkzeugen, erforderliche Zeit für den Zugang) und die erforderlichen Änderungen und den entsprechenden Zeitplan festgelegt:

- Änderung des Betriebs, um die für die Maßnahme „IS-Leitung A bei gleichzeitiger Einspeisung“ erforderlichen Elemente vom Elektrizitätsgebäude (BL) aus zu bedienen, im Falle eines APRP 4 (MDTE + erschwerender Faktor, der zum Ausfall der gesamten Leitung A führt) (PNPE0442);
- Bereitstellung einer Liste der Räume, in denen sich Umwälzkreisläufe und/oder Durchführungen befinden, für den Betreiber;
- Anwendung des Leitfadens für den Strahlenschutz in radiologischen Notfällen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des

Blocks Die Änderung:

- PNPE0442 „Selbstkontrollzellen zur Steuerung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige Einspeisung ISHP)“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des^{4,e} RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Die Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe und/oder Durchführungen enthalten, für den Betreiber und die Umsetzung des Leitfadens für den Strahlenschutz in radiologischen Notfällen werden spätestens in der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen der⁴. RP 900 erfolgen.

2.2.2 Anstreben eines Risikos einer Kernschmelze einschließlich der Einwirkungen von etwa 10^{-5} / Jahr.Reaktor

Generischer Teil Lager

In Übereinstimmung mit Artikel 3.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 werden von EDF im Rahmen der Überprüfungen zusätzlich zu den deterministischen Analysen probabilistische Sicherheitsstudien (EPS) der Stufen 1 und 2 durchgeführt, um das Risiko einer Kernschmelze und das Risiko radioaktiver Freisetzungen zu bewerten und so das Sicherheitsniveau der Anlagen zu beurteilen. Nach den internen Ereignissen wird der von den EPS abgedeckte Bereich schrittweise auf interne und externe Angriffe ausgeweitet.

Am CP0-Kraftwerk Bugey wurde eine Screening-Analyse aller Angriffe durchgeführt, um anhand expliziter Kriterien die Standorte und Angriffe zu ermitteln, für die eine probabilistische Analyse geeignet sein könnte. Diese Analyse zur Auswahl der externen Einwirkungen, die für eine probabilistische Bewertung der Strahlenrisiken 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 Standort des in Betrieb befindlichen 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 nach dieser Screening-Analyse ausgewählten Angriffen die Relevanz und Priorisierung der probabilistischen Analysen insbesondere auf der Grundlage der folgenden Elemente bewertet:

- Stand der Kenntnisse über die Charakterisierung (Intensität, Dauer, Häufigkeit usw.) der betrachteten externen Phänomene,
- der Stand des Wissens über die Charakterisierung der Auswirkungen auf die Anlage,
- die mit den Einwirkungen verbundenen Risiken in Abhängigkeit von ihrer Häufigkeit und ihren potenziellen Folgen,
- die bis zum Ablauf des 4-RP 900 vorgesehenen Änderungen an der Anlage und am Betrieb, insbesondere die Änderungen nach Fukushima.

Die nach der Screening-Analyse ausgewählten Aggressionen, für die jedoch die Entwicklung probabilistischer Analysen im Rahmen des 4-RP 900 als nicht relevant erachtet wird, sind Gegenstand einer Argumentation, die sicherstellt, dass das damit verbundene Risiko angesichts der Auslegung des Kraftwerks akzeptabel ist.

Für die Stufe CP0 Bugey lauten die Schlussfolgerungen der Screening-Analyse wie folgt:

- Externe Überschwemmungen und Erdbeben können einer probabilistischen Analyse unterzogen werden.
- Die bestehenden Studien zum Nachweis der Sicherheit in Bezug auf Flugzeugabstürze und Luftdruckwellen stellen probabilistische Referenzanalysen dar (Anwendung der RFS).
- Hinsichtlich des Risikos von Meteoriteneinschlägen und der damit verbundenen Tsunamigefahr wird die Entwicklung einer probabilistischen Analyse angesichts des Restrisikos als nicht relevant erachtet.
- Für den Fall einer durch Erdbeben verursachten Zerstörung von Bauwerken wurde ein vereinfachter und konservativer Ansatz unter Verwendung der EPS Séisme entwickelt.
- Was die großen Hitzeperioden betrifft, so wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse zusätzlich zum deterministischen Ansatz für den 4-RP 900 nicht berücksichtigt, da die Gestaltungsspielräume, die Vorhersagbarkeit der Aggression und ihre ausreichend langsame Kinetik die Einführung zusätzlicher Resilienzmaßnahmen ermöglichen.
vorhersehbaren Charakter der Belastung und ihrer ausreichend langsamen Kinetik, die die Einrichtung zusätzlicher Resilienzmaßnahmen ermöglicht.
- In Bezug auf Extremwinde und Tornados wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse nicht berücksichtigt, da der Schutz vor durch starke Winde verursachten Projektilen (PGGV) und die Umsetzung
Einbau von Schutzvorrichtungen gegen Tornados Noyau Dur, die die Anlage vor höchst unwahrscheinlichen Schadensereignissen schützen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Schließlich hat EDF im Rahmen des 4-RP 900 eine probabilistische Analyse des Risikos durchgeführt, das mit einer Überschwemmung durch den Bruch einer Rohrleitung des CRF-Wasserkreislaufs im Maschinenraum verbunden ist.

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, zusätzliche Erkenntnisse zu denen aus dem deterministischen Ansatz zu gewinnen.

Im Rahmen des 4-RP 900 hat EDF die folgenden probabilistischen Studien durchgeführt (siehe folgende Absätze):

- EPS Brand,
- EPS Interne Explosion,
- EPS Interne Überschwemmung,
- EPS Externe Überschwemmung,
- EPS Erdbeben.

Anmerkung: Dieser Absatz befasst sich ausschließlich mit EPS-Aggressionen der Stufe 1 im Zusammenhang mit dem Risiko einer Kernschmelze. EPS-Aggressionen der Stufe 2 werden in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze behandelt. EPS 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 EPS der Stufe 1 für Brände durch, um die Risiken einer Kernschmelze nach einem Brand zu bewerten.

❖ Methodik

Die für die Brandschutzprüfung der Zwischenebene CP0 Bugey gewählte Methodik orientiert sich an den internationalen Referenzpraktiken und dem Stand der Technik (NUREG CR-6850) und gliedert sich in mehrere aufeinanderfolgende Phasen, die eine detaillierte Analyse der sensibelsten Brandvolumina ermöglichen. Sie steht im Einklang mit der für das³RP 1300 gewählten und angewandten Methodik.

➤ Unterteilung und Abdeckungsbereich (Phase 0)

Der Abschnitt 3 wird als repräsentativer Referenzabschnitt der Stufe CP0 Bugey für die Brandschutzstudie CP0 Bugey herangezogen.

Die Brandschutzstudie CP0 Bugey ermöglicht:

- die Bewertung des Risikos einer Kernschmelze (RFC) nach einem Brand (auf der Grundlage eines sogenannten „BR-Modells“) für den Reaktor im Leistungsbetrieb oder im Stillstand (EPS der Stufe 1),
- Bewertung des Risikos einer Freilegung des im Entwässerungsbecken gelagerten Brennstoffs (auf der Grundlage eines sogenannten „BK-Modells“) für den Reaktor im Leistungszustand oder im Stillstand (EPS der Stufe 1) im Falle eines Brandes im Brennstoffgebäude (BK). Die Ergebnisse dieser EPS werden in Abschnitt 3 vorgestellt.
- Bewertung des Risikos von Freisetzungen in die Atmosphäre im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge eines Brandes (EPS der Stufe 2). Die Ergebnisse dieser EPS sind in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze

Der Umfang der Studie umfasst den Kernbereich und den konventionellen Bereich von Block 3 des Kernkraftwerks Bugey.

➤ Qualitative Auswahl der Brandvolumina (Phase 1)

Die funktionalen Auswirkungen eines Brandszenarios auf den untersuchten Block werden durch die Identifizierung potenziell ausgelöster Brandherde sowie der durch den Brand beschädigten und damit nicht mehr verfügbaren Ausrüstung ermittelt.

Die erste Phase besteht in der Durchführung einer Funktionsanalyse aller Geräte und ihrer Unterstützungsfunktionen (Elektrik, Luft usw.), deren Verlust durch einen Brand entweder zu einem auslösenden Ereignis oder zum Ausfall einer Schadensbegrenzungsmaßnahme des Modells EPS „Interne Ereignisse der Stufe 1“ führen (oder dazu beitragen) kann. Am Ende dieser Phase werden nur die Brandvolumina, in denen das Auftreten eines Brandes zu einer unbeabsichtigten vorübergehenden Störung führen kann, für die weitere Untersuchung berücksichtigt.

➤ Quantitative Auswahl der Brandvolumina (Phase 2)

Das Ziel der zweiten Phase besteht darin, eine erste Einschätzung des Risikos einer Kernschmelze vorzunehmen und die wichtigsten Brandvolumina zu ermitteln, die einer eingehenden Analyse bedürfen.

Zu diesem Zweck wird für jedes der in Phase 1 ermittelten Brandvolumina eine Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos vorgenommen. In dieser Phase wird konservativ davon ausgegangen, dass unabhängig davon, wo in einem Brandvolumen der Brand ausbricht, alle dort befindlichen Anlagen durch den Brand systematisch zerstört werden.

Die Brandausbreitungsgeschwindigkeit des Brandvolumens wird anhand der Summe der einzelnen Brandausbreitungsgeschwindigkeiten aller im Brandvolumen vorhandenen „Brandausbreitungsquellen“ berechnet.

Am Ende dieser Phase wird jedes Brandszenario, das einen Initiator hervorruft, konservativ modelliert und die damit verbundenen Übergangsphasen bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes abzuschätzen. Nach dieser konservativen Quantifizierung werden für eine realistischere Quantifizierung der Brandszenarien nur die Brandvolumina berücksichtigt, die ein vorrangiges Risiko darstellen.

➤ Detaillierte Analyse der Brandszenarien (Phase 3)

Das Ziel dieser Phase besteht darin, die Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos für die in Phase 2 als vorrangig eingestuftten Brandvolumina zu verfeinern, indem die Art der Brandauslöser, 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 Herkunft) die Ausfallzeit jedes erreichbaren Ziels zu bewerten.

Am Ende dieser Phase wird jedes Brandszenario, das ein in Phase 2 festgelegtes Feuervolumen umfasst und einen Auslöser erzeugt, realistisch modelliert und die damit verbundenen Übergangsphasen 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 Mehrfachvolumenszenarien ergänzt, die die Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandabschnitte (Brandschutzklappen und -türen) zwischen zwei benachbarten Brandvolumina des Elektrizitätsgebäudes berücksichtigen.

Das mit dem Brandschutzsystem verbundene Gesamtrisiko einer Kernschmelze (RFC) ist dann die Summe der in Phase 3 quantifizierten RFC-Werte der Brandabschnitte.

➤ Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse, Zusammenfassung der Ergebnisse

(Phase 4) Diese letzte Phase der Brandschutz-EPS umfasst:

- Identifizierung der Unsicherheiten, die sich auf die Messungen der Beiträge zum Brandrisiko auswirken;
- Bewertung und Analyse der Auswirkungen dieser Unsicherheiten auf die Quantifizierung der Risikobeiträge.

- Erkenntnisse aus den Studien

Die EPS Incendie hebt den entscheidenden Beitrag des Elektrischen Gebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes hervor, wenn der Reaktor unter Volllast läuft. In bestimmten Situationen könnte ein Brand im Elektrischen Gebäude zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Die Redundanz der Stromkreise und ihrer internen Stromversorgungen (Diesel), der Schutz von Kabelabschnitten (PNPE0258 und PNPE0277) sowie die Umsetzung der im Rahmen der⁴ periodischen Überprüfung der Stufe eingeführten Hardcore-Maßnahmen ermöglichen es jedoch, dieses Risiko zu verringern.

Die von der Brandschutzstudie CP0 Bugey hervorgehobene Gruppe von vorrangigen Szenarien entspricht einem Brandausbruch, der die Steuerung der Überdruckventile (SDP) angreift und ein ungewolltes Öffnen der SEBIM-Ventiltandems verursacht. Eine im Rahmen des 4RP 900 durchgeführte Hardware-Änderung ermöglicht es, dieses Risiko einer unbeabsichtigten Öffnung der SDP nach einem Brand im nicht angeschlossenen RRA-Zustand (PNPE0216) zu vermeiden.

Darüber hinaus waren die brandgefährdeten Bereiche des Elektrizitätsgebäudes Gegenstand eines Schreibens der Geschäftsleitung an die Direktoren der Kernkraftwerke. In diesem Schreiben wird darum gebeten, den Sicherheitsaspekten dieser Räumlichkeiten besondere Aufmerksamkeit zu widmen.

Die mehrteilige Brandschutzstudie hat gezeigt, wie wichtig die Unterteilung in Brandabschnitte und die Branderkennung für die Brandbekämpfung und die Eindämmung der Ausbreitung eines Brandes sind.

Das für diesen Angriff geschätzte Risiko einer Kernschmelze liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-6} / Jahr.Reaktor.

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

EDF hat die Erkenntnisse aus der EPS-Brandschutzuntersuchung in Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] (Teil bezüglich des Risikos einer Kernschmelze) genutzt, die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900 herausgegeben wurde, und eine Liste der Räume erstellt, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze beiträgt.

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 Einzelteilen der Wasserstoffkreisläufe der Anlage basiert. Diese Analyse wird durch eine Bewertung der Folgen der Explosion für die Anlage ergänzt.

❖ Methodik

Der von EDF verfolgte Ansatz ist innovativ, da es international keine probabilistische Analyse der internen Explosion und keinen detaillierten methodischen Leitfaden gibt.

Die Analyse umfasst alle Bereiche, in denen aufgrund einer Wasserstofffreisetzung die Gefahr einer explosionsfähigen Atmosphäre besteht, deren Explosion Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann.

Dies sind folgende Bereiche:

- die Räume von BAN und BW, in denen sich Wasserstoffkreisläufe mit demontierbaren Einzelteilen (Ventile, Klappen, Mannlöcher, Messgeräte usw.) befinden,
- Räume, in denen wasserstofferzeugende Prozesse stattfinden (Batterieräume),
- der Maschinenraum.

Die entwickelte Methodik ermöglicht es, entsprechend der Chronologie des Angriffs die Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX) und deren Zündwahrscheinlichkeit zu bewerten und anschließend anhand einer Analyse der Auswirkungen auf die Anlage das Risiko einer Kernschmelze abzuleiten.

➤ Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX)

Für jeden Raum basiert die Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer ATEX auf der Identifizierung von Szenarien, die zu einer Wasserstoffkonzentration über der unteren Explosionsgrenze (festgelegt auf 4 % Wasserstoff) führen können, unter Berücksichtigung von:

- Ereignisse wie menschliches Versagen oder Materialfehler, die zur Bildung einer ATEX führen können,
- die vorgesehenen Maßnahmen zur Verhinderung der Bildung einer ATEX: Belüftung, Absperrventile, Rückschlagventile, menschliches Eingreifen.

➤ Berechnung der Zündwahrscheinlichkeit dieser ATEX

In Situationen, in denen die Dauer des ATEX zeitlich begrenzt ist, wird die Entzündungswahrscheinlichkeit des ATEX anhand von 3D-Ausbreitungsberechnungen der Wasserstoffwolke im Raum bewertet.

➤ Analyse der Auswirkungen der Explosion auf die Anlagen

Dieser Schritt basiert auf der vorherigen Identifizierung der Räumlichkeiten, die potenziell vom durch die Explosion verursachten Überdruck betroffen sind, wobei die vereinfachte und sehr konservative Annahme getroffen wird, dass die gesamte in diesen Räumlichkeiten befindliche Ausrüstung verloren geht. Anhand einer Funktionsanalyse wird dann eine Verbindung zwischen der vermutlich verlorenen Ausrüstung und folgenden Punkten hergestellt:

- den durch diese Verluste verursachten Unfallszenarien (sogenannte induzierte Auslöser)
- die durch die Explosion unbrauchbar gewordenen Sicherungssysteme.

Schließlich werden die Maßnahmen nach dem Unfall (z. B. lokale Maßnahmen) analysiert und ihre Ausfallwahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung der durch die Explosion verschlechterten Bedingungen quantifiziert. Für jeden Raum, in dem eine ATEX auftreten kann, wird dann das Risiko einer explosionsbedingten Kernschmelze ermittelt, indem für jeden Zustand des Kessels das durch die Explosion verursachte Szenario mit der höchsten Kernschmelzfrequenz berücksichtigt wird.

➤ Gesamtbewertung des Risikos einer Kernschmelze

Die Gesamtrisikobewertung für alle Räume der Anlage erfolgt durch Addition der Beiträge aller für jeden Raum ausgewählten Szenarien zum Risiko einer Kernschmelze. Auf diese Weise lässt sich das durch eine interne Explosion verursachte Gesamtrisiko einer Kernschmelze bewerten.

➤ Den Herausforderungen angemessener Ansatz

Gemäß den gesetzlichen Bestimmungen (Artikel 1.1 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012) wurde ein risikogerechter Ansatz umgesetzt. Daher wird dieser Ansatz je nach Fall vollständig oder teilweise angepasst. So wird beispielsweise für den Maschinenraum die Explosionswahrscheinlichkeit direkt anhand der bisherigen Erfahrungen bewertet. Für Räume mit Batterien wird keine Zündwahrscheinlichkeit gemäß ATEX bewertet: Jedes ATEX-Szenario wird konservativ mit einer sicheren Explosion in Verbindung gebracht.

❖ Erkenntnisse aus den Studien

Die Ergebnisse zeigen, dass das Risiko einer internen Explosion unter Kontrolle ist, das Risiko einer Kernschmelze ist
--

in der Größenordnung von einigen^{10⁻⁶} / Jahr.Reaktor liegt.

Angesichts des Risikos, das von den im Elektrizitätsgebäude befindlichen Batterieräumen ausgeht, wird das Unfallmanagement zum Ende der Phase B geändert, um eine Ansammlung von Wasserstoff in den Batterieräumen zu vermeiden.

2.2.2.3 EPS Interne Überschwemmung

Im Rahmen des 4-RP 900 hat EDF eine interne Überschwemmungssimulation der Stufe 1 in Übereinstimmung mit internationalen Praktiken durchgeführt.

❖ Methodik

Der für die interne Hochwasserbewertung für die Stufe CP0 Bugey gewählte Ansatz basiert auf den Empfehlungen des Leitfadens EPRI 1019194 „*Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment*“ vom Dezember 2009. Diese Methodik steht im Einklang mit der internationalen Praxis. Sie gliedert sich in zwei Phasen:

➤ Qualitative Bewertung (Phase 1)

Zunächst wird Block 3 des Standorts Bugey als repräsentativer Referenzblock der Stufe CP0 Bugey für die interne Überschwemmungsstudie ausgewählt. Interne Überschwemmungszonen (ZII) werden anhand der Schnittstellen zwischen den Räumlichkeiten definiert. Jede interne Überschwemmungszone ist durch physische Barrieren, die die Ausbreitung des Wassers begrenzen, von ihren Nachbarzonen getrennt. Innerhalb dieser Zonen werden die verschiedenen potenziellen Überschwemmungsquellen, die betroffenen Materialien sowie die verschiedenen Möglichkeiten der Ausbreitung der Überschwemmung außerhalb dieser Zone erfasst. Eine detaillierte Inspektion vor Ort wird ebenfalls durchgeführt, um die zuvor gesammelten Informationen zu vervollständigen.

Am Ende dieser Phase wird schließlich eine qualitative Auswahl der Bereiche und Quellen für interne Überschwemmungen getroffen, um diejenigen Quellen aus dem Untersuchungsbereich auszuschließen, die keinen Einfluss auf die Sicherheit des Blocks haben.

➤ Quantitative Bewertung (Phase 2)

In dieser Phase werden die Szenarien für interne Überschwemmungen anhand des Angriffsbereichs, der Quelle und der Überschwemmungsmenge charakterisiert.

Die funktionalen Auswirkungen eines Hochwasserszenarios auf den untersuchten Abschnitt werden ermittelt, indem die potenziell ausgelösten Auslöser sowie die durch die Beeinträchtigung unbrauchbar gewordenen Materialien identifiziert werden. Zu diesem Zweck wird anhand von Massenbilanzberechnungen zwischen dem in einen Bereich einströmenden Durchfluss und den Abflussmengen in andere Bereiche die von der Überschwemmung erreichte Wasserhöhe und damit die betroffenen Materialien ermittelt.

Anschließend werden die Überschwemmungshäufigkeiten für jedes zuvor charakterisierte Szenario berechnet, wobei einerseits das Auftreten von Brüchen und andererseits menschliche Fehler vor dem Unfall (Wartung, Fehler bei der Leitungsführung) als potenzielle Ursachen für interne Überschwemmungen berücksichtigt werden.

Die Benachteiligung des Verhaltens nach einem Unfall wird ebenfalls berücksichtigt, wenn dies erforderlich ist. Darüber hinaus können menschliche Maßnahmen zur Eindämmung der Überschwemmung von Fall zu Fall bewertet werden, wenn dies relevant ist.

Am Ende dieser Phase wird jedes interne Überschwemmungsszenario, das einen Auslöser verursacht, modelliert und die damit verbundenen Übergangsphasen bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge einer internen Überschwemmung abzuschätzen.

❖ Erkenntnisse aus den Studien

Die interne Überschwemmungs-EPS zeigt den entscheidenden Beitrag des Elektrizitätsgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge einer internen Überschwemmung, wenn der Reaktor in Betrieb ist. In bestimmten Situationen könnte eine Überschwemmung im Elektrizitätsgebäude zu einem Ausfall der Wasserversorgung der Generatoren führen

. Durch die Installation einer offen endenden Leitung kann dieses Risiko jedoch verringert werden. Eine Überschwemmung im Elektrizitätsgebäude könnte auch zum Ausfall des elektrischen Gleises A und der externen Stromversorgungen führen. Die Redundanz der elektrischen Gleise und ihrer internen Stromversorgungen (Diesel) sowie die Umsetzung der im Rahmen der 4-Sicherheitsüberprüfung der 900-MWe-Stufe eingeführten „Hard Core“-Maßnahmen ermöglichen eine erhebliche Verringerung dieses Risikos.

Darüber hinaus führten die Erkenntnisse aus den EPS-Untersuchungen zu internen Überschwemmungen auf der Ebene CP0 Bugey zur Umsetzung der Änderung „Schutz vor internen Überschwemmungen – Einbau von Bodensiphons im LHA-Raum“ (PNPE0163) in den Blöcken 3 und 5 der Ebene CP0 Bugey. Diese Änderung zielt darauf ab, Überschwemmungen aufgrund eines Bruchs im JPL-Brandschutzkreislauf im LHA-Raum im 4. Stock des Elektrizitätsgebäudes zu verhindern.

Die Umsetzung dieser Änderung sowie die Einführung der Kernhärte-Bestimmungen im Rahmen des⁴RP 900 ermöglichen eine deutliche Verringerung des Risikos einer Kernschmelze, das nun bei etwa 10^{-6} pro Jahr und Reaktor liegt.

2.2.2.4 EPS bei externer Überflutung

Die externe Überschwemmungs-EPS wurde im Rahmen des 4RP 900 entwickelt und erstmals auf die in Betrieb befindlichen Anlagen angewendet. Sie stellt somit eine technische Innovation im Bereich der EPS für die französischen Anlagen dar.

❖ Methodik

Die externe Hochwasser-EPS der CP0-Bugey-Anlage wird für alle anfälligen Abschnitte durchgeführt, es sei denn, die Repräsentativität bestimmter Abschnitte kann nachgewiesen werden, und zwar für alle Gebäude und alle Betriebszustände, Brennstoff im Tank. Der allgemeine Analyseansatz für die Untersuchung des Flusshochwassers umfasst drei Schritte:

- Schritt 1 „*Charakterisierung der Gefahr*“ – Die Durchflussmessproben für jedes Kernkraftwerk sind für einen Zeitraum von etwa 100 Jahren verfügbar. Die Repräsentativität der statistischen Extrapolationen aus diesen Datensätzen Daten bis zu Tausendjahreshochwasserwerten unter Berücksichtigung eines Konfidenzintervalls von 70 % verwendet, um Unsicherheiten zu berücksichtigen. Über diese Wiederkehrperioden hinaus sind die Unsicherheiten zu groß, um die Relevanz der extrapolierten Abflüsse zu gewährleisten und somit ein kontinuierliches Gefährdungsspektrum zu erstellen. Aus diesem Grund zielt diese probabilistische Analyse darauf ab, die Größenordnungen des mit dem Hochwasser verbundenen Risikos festzulegen, indem die Gefährdung anhand der Häufigkeiten definiert wird, die üblicherweise mit den für die Dimensionierung der Schutzvorrichtungen des Standorts herangezogenen Hochwasserständen verbunden sind.
- Schritt 2 „*Modellierung der Abläufe*“ – Für jedes der identifizierten Hochwasserszenarien werden die Ausrüstungsverluste analysiert, um die Auslöser des Modells zu identifizieren. Interne Ereignisse, die wahrscheinlich sind die durch den Wassereintritt entstehen können, sowie die potenziellen Verluste der Maßnahmen, 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 unter Berücksichtigung der Vorhersagbarkeit des Ereignisses mit einem Erfolgsfaktor in der Größenordnung von 1 quantifiziert. Schließlich werden auch die Maßnahmen der Betreiber nach einem Unfall (z. B. lokale Maßnahmen) analysiert und die Ausfallwahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung des Wasserstands am Standort und der materiellen Folgen *vor Ort* quantifiziert.
- Schritt 3 „*Quantifizierung des Risikos*“ – Anschließend wird die Größenordnung des Risikos einer Kernschmelze quantifiziert.

❖ Erkenntnisse aus den Studien

Eine probabilistische Analyse von Flusshochwasser wurde für Bugey durchgeführt. Das berechnete Risiko einer Kernschmelze infolge eines Flusshochwassers in einem repräsentativen Abschnitt von Bugey beträgt $1,1 \cdot 10^{-5}$ / Jahr.Reaktor. In Bezug auf die Szenarien, die auf der Grundlage der für die Dimensionierung der Schutzvorrichtungen des Standorts herangezogenen Hochwasserstände identifiziert wurden, kommt die Analyse zu dem Schluss, dass der größte Teil des berechneten Risikos auf das Szenario einer Überschreitung des Hochwasserstands nach

Fukushima, das üblicherweise auf 10^{-5} / Jahr.Reaktor festgelegt ist.

Die Integration der Post-Fukushima-Bestimmungen (hohe Nahschutzmaßnahmen und Kernschutzmaßnahmen) im Rahmen des 4-RP 900 macht Kernschmelzenszenarien für Werte unterhalb des Post-Fukushima-Niveaus sehr unwahrscheinlich, da der Kernschutz die Sicherheitsfunktionen des Blocks bis zu diesen Werten gewährleistet. Das verbleibende Gewicht der Szenarien mit Umgehung der Schutzmaßnahmen unterstreicht ebenfalls die Wirksamkeit der Vorwarnphasen und der besonderen Verhaltensregeln bei externen Überschwemmungen.

Für den Standort Bugey wurde außerdem eine probabilistische Analyse des Risikos durchgeführt, das mit einer Überschwemmung durch den Bruch einer Rohrleitung des CRF-Wasserkreislaufs im Maschinenraum oder auf der Plattform verbunden ist. Das Risiko einer Ausbreitung einer externen Überschwemmung auf Gebäude, in denen sich Anlagen befinden, die für die Erreichung und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands der Blöcke erforderlich sind, ist gering, was die Wirksamkeit der getroffenen Maßnahmen unterstreicht.

2.2.2.5 EPS Erdbeben

Im Rahmen der Fortsetzung des Betriebs nach 40 Jahren hat sich EDF verpflichtet, den „historischen“ Ansatz des Nachweises der Erdbebensicherheit durch eine Robustheitsanalyse zu ergänzen, bei der insbesondere Erdbebenstärken berücksichtigt werden, die deutlich über der Auslegungstärke liegen. Diese ergänzende Bewertung der Erdbebenrobustheit wird anhand von probabilistischen Sicherheitsstudien (EPS) für Erdbeben erstellt.

❖ Methodik

Der für die EPS-Erdbebenstudie in Bugey gewählte Ansatz basiert auf der internationalen Praxis, deren wichtigste Schritte wie folgt sind:

- a) Die Erdbebenrisikostudie: Dabei wird für den betreffenden Standort die Häufigkeit des Auftretens von Erdbeben anhand eines Parameters bestimmt, der für deren Intensität repräsentativ ist (in der Regel anhand der maximalen Bodenbeschleunigung, der sogenannten PGA).
- b) Die System- und Funktionsanalyse: Dabei werden die Ausfälle, die nach einem Erdbeben eine Unfallsequenz auslösen können, sowie die Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC), die zur Minderung dieser Sequenzen beitragen, identifiziert und modelliert. Diese Analyse führt zu:
 - ☐ die Erstellung der Seismic Equipment List (SEL), einer Liste der SSC, die in nicht unerheblichem Maße zum Risiko beitragen,
 - ☐ eine Phase der Auswahl der Auslöser,
 - ☐ eine Phase der funktionalen Analyse der Unfallsequenzen, die zur Entwicklung des EPS-Erdbebenmodells führt.

- c) Erstellung der Schwachstellenkurven der SEL-Elemente: Für jedes in der SEL enthaltene SSC muss die Schwachstellenkurve erstellt werden, die die bedingte Wahrscheinlichkeit seines Versagens in Abhängigkeit von der Bodenerschütterungsstärke 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 ausgeübten seismischen Belastung.
- d) Quantifizierung des Risikos: Dabei werden die Ergebnisse der Erdbebenrisikostudie, der Systemanalyse und der Funktionsanalyse sowie die Fragilitätskurven kombiniert, um die Häufigkeit von Kernschmelzen, der Freilegung von Brennstoff in Brennelementbecken und durch Erdbeben verursachten Freisetzen abzuschätzen.

❖ Erkenntnisse aus den Studien

Die EPS-Erdbebenstudie „Chaudière Niveau 1“ im Bugey-Gebiet hat folgende Erkenntnisse gebracht:

- Die geschätzte durchschnittliche Häufigkeit einer Kernschmelze nach einem Erdbeben in einem repräsentativen Abschnitt des Bugey liegt bei etwa 10^{-6} pro Jahr und Reaktor. Die Noyau Dur-Maßnahmen ermöglichen eine Verringerung des Risikos einer Kernschmelze um mehr als 50 % bei Erdbebenstärken bis zur SMS (Wiederkehrperiode von mehr als 20.000 Jahren). Das Risiko durch seismische Beschleunigungen, die gleich oder geringer als SND sind, beträgt dann weniger als 14 % des Gesamtrisikos.
- Erdbeben, die weit über das SND hinausgehen (mit einer Wiederkehrperiode von mehreren hunderttausend Jahren), haben einen überwiegenden Einfluss auf das berechnete Risiko. Da die Methoden darauf abzielen, eine umfassende Schätzung der Eintrittswahrscheinlichkeit dieser Erdbeben zu gewährleisten, spiegelt das Gewicht dieser Erdbeben die Grenzen der Methoden wider, die zur Bewertung der Wahrscheinlichkeit dieser Phänomene in Ländern mit geringer Erdbebenaktivität wie Frankreich eingesetzt werden, und nicht das mit diesen Erdbeben verbundene Risiko.
- Da das Versagen von Kraftstofftanks ein wesentlicher Risikofaktor ist, werden diese am Standort Bugey (PNPE0238) erdbebensicher verstärkt.

Die EPS Séisme Bugey wurde einer unabhängigen Überprüfung durch ein Gremium internationaler Experten (Peer Review) unterzogen. Diese Überprüfung kam zu dem Schluss, dass die Studie den aktuellen internationalen Praktiken und Referenznormen entspricht.

2.2.2.6 Gesamtaufbau EPS

Im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Stufe hat sich EDF zum Ziel gesetzt, das Risiko einer Kernschmelze aus allen Ursachen, d. h. unter Einbeziehung aller Auslöser (interne Auslöser im Kessel, Auslöser durch interne und externe Einwirkungen), auf das Ziel der Kernreaktoren der dritten Generation zu senken. In diesem Zusammenhang hat sich EDF zum Ziel gesetzt, das Risiko einer Kernschmelze aus allen Ursachen auf etwa 10^{-5} / Jahr und Reaktor zu senken.

Die im Rahmen dieser Überprüfung vorgenommenen Änderungen und die Einrichtung eines „Hard Core“ zur Vorbeugung und Bewältigung von „Hard Core“-Situationen, wie sie in den 2014 nach dem Unfall von Fukushima erlassenen ASN-Entscheidungen vorgeschrieben sind, ermöglichen es, dieses Ziel zu erreichen.

Die durchgeführten probabilistischen Bewertungen ermöglichen es außerdem, die Relevanz der im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung vorgeschlagenen Änderungen zu validieren (z. B. Verbesserung der Zuverlässigkeit der Druckventile, PNPE0216) und ihre Auswirkungen in bestimmten Fällen zu optimieren (Leitung H3, Verbesserung der Zuverlässigkeit der Belüftung).

Nach Abschluss dieser Arbeiten ergaben die für die Stufe CP0 Bugey durchgeführten probabilistischen Bewertungen eine Schätzung des Risikos einer Kernschmelze nach der vierten regelmäßigen Überprüfung in der Größenordnung von etwa 10^{-5} / Jahr.Reaktor. Die Hauptursachen für diesen Anstieg sind Brände im Elektrischen Gebäude.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Die Umsetzung der Änderung PNPE0163 „Interner Hochwasserschutz – Einbau von Bodenabläufen im LHA-Raum“ ist auf den ungeraden Blöcken des Standorts erforderlich (asymmetrische Installation auf den Blockpaaren). Sie ist daher in Block 3 erforderlich.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderungen:

- PNPE0238 „Erhöhung der Erdbebensicherheit der Öltanks bei Erdbeben über SMS durch Hinzufügen von Längsanschlägen“,
- PNPE0163 „Schutz vor internen Überschwemmungen – Einbau von Bodenabläufen im Raum LHA“,

wurden vollständig im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE0216 „Änderung an der Ventilsteuerungskette SEBIM, um jegliches Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens im Falle eines Brandes in den Elektroräumen zu vermeiden“ wird derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des⁴RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung PNPE0277 „EPS-Brandschutz: Schutz von Elektrokabeln“ wird im Rahmen einer spezifischen Programmierung mit einer Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey wie folgt umgesetzt:

- Band A „Schutz der Kabel, die den Schrank LLS200 AR versorgen“ in Phase B,
- Band B „Schutz der Steuerkabel für die Umschaltung TS/TA“ in der Phase „Ergänzungen“.

Die Änderung PNPE0258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

2.3 SCHLUSSFOLGERUNG

Die Erfüllung der Ziele in Bezug auf Angriffe basiert auf zwei sich ergänzenden Komponenten, der deterministischen und der probabilistischen Komponente.

Deterministische Studien ermöglichen eine Neubewertung der Auslegungsanforderungen für Anlagen, um insbesondere den Zustand der Anlage, die Betriebserfahrungen, den Wissensstand, darunter auch Erkenntnisse über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen. EDF hat auch die WENRA-Referenzwerte (erschwerende Umstände, Betreiberfrist) berücksichtigt und eine Klimaüberwachung eingerichtet.

Dieser Ansatz ermöglichte es, mögliche Maßnahmen zum Schutz vor Angriffen zu definieren, die darin bestehen, die Risiken gemeinsamer Betriebsstörungen an den für die Rückkehr und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands erforderlichen Systemen zu minimieren und die Akzeptanz der radiologischen Folgen dieser Angriffe sicherzustellen.

EDF erfüllt damit im Rahmen des 4-RP 900 die Sicherheitsanforderungen für die Untersuchung von Angriffen gemäß den fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren.

Die probabilistischen Sicherheitsstudien, einschließlich der Aggressionen, ermöglichten es, die Robustheit der Anlagen zu überprüfen, indem das Risiko einer Kernschmelze in der Größenordnung von einigen 10^{-5} / Jahr.Reaktor abgeschätzt wurde.

Ergänzende Studien wurden und werden weiterhin durchgeführt, um den Vorgaben der ASN (Autorité de sûreté nucléaire, französische Behörde für nukleare Sicherheit) aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase des 4-RP 900 nachzukommen.

ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBASSIN

3.	BRENNSTOFFBECKEN.....	179
3.1	ZIEL	180
3.2	ANTWORT AUF DAS ZIEL.....	180
3.3	FAZIT	190

3. -BRENNSTOFF-SCHWIMMBAD

Das Thema „*Sicherheit der Lagerung von Brennelementen im Brennelementbecken (Brennelementbecken)*“ des 4-RP 900 befasst sich mit dem Risiko der Freilegung von Brennelementen im Brennelementbecken bei Kühlungsverlust oder Wasserverlust durch unbeabsichtigtes Entleeren.

Die Verbesserung der Sicherheit bei der Lagerung in Brennelementbecken war Gegenstand mehrerer Ständiger Gruppen (insbesondere der Ständigen Reaktorgruppen vom November 2002 und April 2005), die zu einer Untersuchung dieses Themas bei den Leistungsstufen 900 MWe und 1300 MWe anlässlich der 3.RP und bei der Stufe N4 anlässlich der 1-RP geprüft.

Mehrere Änderungen, die sich aus der Prüfung dieses Themas ergeben haben, wurden bereits in die Blöcke der Stufe CP0 Bugey integriert:

- automatische Abschaltung der PTR-Pumpen und automatische Isolierung der PTR-Saugleitung bei Erreichen eines sehr niedrigen Füllstands im Brennstoffbecken (PNXX0752 und PNPP0402),
- Erstellung einer analogen Messung des Wasserstands im Brennstoffbecken (PNXX0752),
- Motorisierung des Ventils des Transferrohrs (PNPP0403),
- Einbau einer zweiten statischen Dichtung an den Spundwänden des Beckens des Reaktorgebäudes (PNPP0401),
- Hinzufügen einer neuen Druckmesskette für die RIS-Akkumulatoren (PNPP0474),
- Neudimensionierung des Siphonbrechers der PTR-Druckleitung, um eine durch einen Guillotinebruch dieser Leitung ausgelöste Entleerung durch Absaugen zu unterbrechen (PNPP0289).

Darüber hinaus ermöglichen zusätzliche materielle und organisatorische Maßnahmen, die im Rahmen des Post-Fukushima-Programms von EDF (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) nach dem Unfall von Fukushima umgesetzt wurden, eine verstärkte Prävention gegen das Freiliegen von Brennelementen. Die wichtigsten Änderungen sind folgende:

- Installation eines Notstromdiesels (DUS) (PNPP0666) zur Nachspeisung der Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelementbeckens,
- Einrichtung einer Zusatzversorgung, die eine Nachspeisung des Brennelementbeckens mit Wasser aus der Zusatzwasserversorgung des Hartkerns ermöglicht (PNPP0714 und PNPE0258),
- Verstärkung der Ketten der Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelementbeckens (PNPP0679 und PNPP0907) Hinzufügen einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelementbecken (PNPP0824) und von Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen für das Becken des Reaktorgebäudes (PNPE0128),
- Einrichtung einer automatischen Schließvorrichtung für die Ventile an den Filterleitungen des Reaktorgebäudes, wenn ein niedriger Füllstand im Reaktorgebäude erreicht wird (PNPP0780),
- Einrichtung von Notfallsteuerungen, die eine sichere Positionierung der zu handhabenden Brennelemente (ACEM) bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung ermöglichen (PNPP0549),
- Einrichtung einer Vorrichtung zur Abfederung des Sturzes einer Verpackung mit abgebrannten Brennelementen (PNPP0877).

3.1 ZIEL

Im Rahmen des 4-RP 900 hat sich EDF das Sicherheitsziel gesetzt, das Freiliegen von Brennelementen bei unbeabsichtigter Entleerung und Kühlungsverlust äußerst unwahrscheinlich zu machen.

3.2 ANTWORT AUF DAS ZIEL

Generischer Teil Lager

❖ Eigensichere Zünder im Brennelementbecken

Die Studien zur Sicherheit der Lagerung in Brennelementbecken wurden nach der Konzeption eingeführt und sind somit Teil der Studien des ergänzenden Bereichs.

Anhand von Studien zum Kühlungsverlust konnte überprüft werden, dass die Brennelemente im Brennelementbecken für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises ausgewählten Initiatoren nicht freigelegt werden.

Die ergänzende Maßnahme besteht in der manuellen Inbetriebnahme des Brandschutzsystems (JPD) als Zusatzsystem zum Brennelementbecken. Es wurde nachgewiesen, dass nach der manuellen Inbetriebnahme eines Zusatzsystems zum Brennelementbecken ein stabiler Endzustand erreicht wird. Dieser stabile Zustand ist definiert als der Zustand, in dem das Zusatzsystem die Verdampfung ausgleichen kann.

Studien zu unbeabsichtigten Entleerungen des Brennelementbeckens haben gezeigt, dass dank der folgenden zusätzlichen Maßnahmen bei allen im Rahmen des Sicherheitsnachweises ausgewählten Initiatoren die Brennelemente im Brennelementbecken nicht freigelegt werden:

- das Schließen des Ansaugventils des Brennstoffbeckens nach Erreichen des Schwellenwerts „*sehr niedriger* Füllstand“, wodurch die Entleerung gestoppt wird (PNPP0402);
- die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems (JPD) in der Zusatzkonfiguration zum Brennstoffbecken, 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 ergänzenden Bereich Szenarien für die Entleerung des Brennelementbeckens auf der BR-Seite eingeführt. Um diese Szenarien zu behandeln, nutzt EDF die folgenden ergänzenden Maßnahmen:

- das Schließen des Ventils des Transferrohrs unter Durchfluss; zu diesem Zweck wird die Änderung zur Verstärkung des Ventils des Transferrohrs umgesetzt, um das Schließen dieses Ventils unter Durchfluss zu gewährleisten (PNRL0895),
- automatische Abschaltung der Ventile an den Filterleitungen des Reaktorgebäudes, wenn ein niedriger Füllstand im Reaktorgebäude erreicht ist (PNPP0780).

Der stabile Zustand ist definiert als der Zustand, in dem die Entleerung unterbrochen ist und die Verdunstung durch Nachfüllen ausgeglichen werden kann.

❖ EPS Interne Ereignisse der Stufe 1 BK

EDF hat probabilistische Sicherheitsstudien zu internen Ereignissen der Stufe 1 (EPS EI N1) durchgeführt, um die Risiken einer Freilegung der Brennelemente unter Wasser im Brennelementbecken (für alle Zustände des Blocks) zu bewerten, die im Zusammenhang stehen mit:

- Szenarien des Kühlungsverlusts im Brennelementbecken,
- schnelle Entleerung des Brennelementbeckens.

Die vorliegende probabilistische Studie zu den Risiken, die mit Szenarien einer schnellen Entleerung des Brennelementbeckens verbunden sind, berücksichtigt die Ergebnisse der GPR vom 21. April 2005, die sich auf die Zuverlässigkeit des PTR-Systems und die Auswirkungen der Anweisung 3^{ème} RP 1300 konzentrierten. Sie wird somit ergänzt durch:

- die Vollständigkeit der im EPS-Modell untersuchten Auslöser, die in Bezug auf den Weg und den Entleerungsmotor für Szenarien mit Leitungsfehlern erweitert wurde,
- neue Szenarien für Rohrbrüche.

Bei Kühlungsverlusten des Brennstoffbeckens beträgt die Wahrscheinlichkeit einer Freilegung der Brennelemente etwa 10^{-8} pro Jahr und Reaktor. Die wichtigste Einrichtung, die zu diesem Ergebnis beiträgt, ist die Nachspeisung mit entmineralisiertem Wasser (SED) und anschließend mit Löschwasser (JPD).

Die probabilistische Untersuchung unbeabsichtigter Entleerungen des Brennelementbeckens ergibt eine Wahrscheinlichkeit der Freilegung von Brennelementen von etwa 10^{-9} pro Jahr und Reaktor. Die materielle Änderung, die das automatische Schließen des Saugventils des PTR-Kreislaufs des Brennelementbeckens bei einem Signal „sehr niedriger Füllstand“ im Brennelementbecken (PNPP0402) ermöglicht, trägt erheblich zur Verringerung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente bei.

Diese probabilistischen Studien ermöglichen es, zusätzlich zu einem deterministischen Ansatz zu überprüfen, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente aufgrund einer unbeabsichtigten Entleerung und eines Kühlungsverlusts des Brennelementbeckens dank der vorhandenen Schutzvorrichtungen äußerst unwahrscheinlich ist.

❖ Widerstandsfähigkeit gegen Angriffe

➤ Deterministischer Ansatz

Ergänzend zu den vom BK selbst initiierten Studien befassen sich die im Rahmen des 4-RP 900 durchgeführten Überprüfungen zum Thema „Sicherheit der Lagerung abgebrannter Brennelemente in Brennelementbecken“ mit folgenden Aspekten:

- Überprüfung, dass die Brennelemente nicht freigelegt werden, um Angriffen auf die Systeme zur Ableitung der Restleistung und zur Aufrechterhaltung des Wasserbestands im Brennelementbecken standzuhalten,
- Berücksichtigung der internationalen Erfahrungen nach dem Erdbeben durch Einbeziehung der Erfahrungen aus Kashiwasaki-Kariwa (siehe Abschnitt 2 – § 0),
- Berücksichtigung des Absturzes von Flugzeugen der allgemeinen Luftfahrt auf das Brennelementbecken (siehe Abschnitt 2 – § 2.2.1.16),
- Durchführung einer probabilistischen Beleuchtung der Angriffe, was dem höchsten internationalen Standard in diesem Bereich entspricht.

EDF hat bei einer Leistung von 900 MWe die Robustheit der Systeme überprüft, die die Ableitung der Restleistung und die Aufrechterhaltung des Wasserbestands im Brennelementbecken bei Bränden, internen Überschwemmungen, Rohrleitungsausfällen, internen Explosionen, Erdbeben und Lastabfällen gewährleisten.

Um im Brandfall das Risiko eines gemeinsamen Betriebsmodus des PTR-Systems zu vermeiden, sieht EDF vor, die PTR-Pumpen (PNPP0949 Band A) durch einen Hitzeschild zu trennen und die Versorgungskabel eines Kanals zu schützen, wenn sie durch denselben Brandraum verlaufen (PNPP0949 Band C). EDF plant außerdem, die Brandlast in dem Brandbereich, in dem sich die PTR-Pumpen befinden, zu begrenzen, um die Möglichkeit eines allgemeinen Brandes in diesem Bereich auszuschließen.

➤ Probabilistischer Ansatz

Im Rahmen des 4-RP 900 hat EDF den Anwendungsbereich der EPS BK auf interne und externe Angriffe ausgeweitet, die mit Risiken verbunden und durch den EPS-Ansatz quantifizierbar sind. Der allgemeine Analyseansatz wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2 zu den probabilistischen Sicherheitsstudien „Aggressionen“ im Zusammenhang mit dem Kessel vorgestellt.

Die probabilistische Betrachtung des Risikos im Zusammenhang mit der Freilegung von Brennelementen untermauert den Nachweis der Robustheit der Anlage gegenüber aggressiven Einflüssen:

- Brand: Das Risiko einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementbecken wird im Brandfall auf etwa 10^{-8} / Jahr und Reaktor geschätzt.
- Interne Überschwemmung: Die durchgeführten Studien kommen zu dem Schluss, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei etwa 10^{-10} / Jahr.Reaktor liegt.
- Interne Explosion: Die Analyse umfasst alle Bereiche, in denen nach einer Wasserstofffreisetzung die Gefahr einer explosionsfähigen Atmosphäre besteht, deren Explosion Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann, insbesondere im Brennstoffgebäude (BK). Die Häufigkeit, mit der Brennstoffanordnungen freigelegt werden, liegt bei etwa 10^{-9} pro Jahr und Reaktor.
- Externe Überschwemmung: Das Risiko im Zusammenhang mit der Freilegung der Brennelemente im Becken ist angesichts der verfügbaren Zeit für die Nutzung der klassischen oder letzten Notkühlung oder sogar zusätzlicher Notkühlung für Pegelstände über dem Hartkern hinaus gering. (eine Änderung zur Erleichterung der Zuführung von Rohwasser zum Brennelementbecken im Falle eines Hochwassers über den Hard Core hinaus wird im Rahmen des Verfahrens PNRL0984 umgesetzt). Dieses Risiko liegt bei 10^{-8} / Jahr für den Reaktor des Kernkraftwerks Bugey.
- Erdbeben: Das berechnete Risiko einer Freilegung der Brennelemente in einem Block von Bugey nach einem Erdbeben liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} / Jahr.Reaktor bei einem Untersuchungszeitraum des EPS von 150.000 Jahren. Dies bestätigt die Robustheit der Konstruktion des Brennelementbeckens in Verbindung mit der Nutzung von Hartkern-Ergänzungen oder sogar zusätzlichen Ergänzungen für Niveaus über dem Hartkern hinaus.

➤ Ergänzende Studien

Darüber hinaus führt EDF ergänzende Studien gemäß den Vorgaben der ASN durch, die sich aus den Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 ergeben:

[AGR-E-I] (Teil bezüglich des Brennstofflagers):

EDF hat eine Liste der Räume erstellt,

- , in denen ein Brand erheblich zum Risiko der Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt
- deren Abtrennung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren Öffnung im Brandfall zum Verlust der redundanten Wasserversorgung oder der Kühlmittel für das Brennelementbecken führt.

[AGR-E-II] (Teil bezüglich des Brennelementbeckens):

„Der Betreiber identifiziert unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit die Brandschutzvorkehrungen, deren Ausfall [...] zum Verlust der redundanten Wasserversorgung oder der Kühlvorrichtungen des Brennelementlagers führt. Er ergreift Maßnahmen, um das Risiko eines Ausfalls dieser Vorkehrungen zu verringern, und legt die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen fest.“

Schließlich wurden im Falle einer internen Explosion gemäß der Vorschrift [AGR-G-II] (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.2) zusätzliche Untersuchungen zum Becken des Brennelementgebäudes durchgeführt.

❖ Bewertung des Verhaltens der Stufe CP0 Bugey bei den für den EPR Flamanville 3 ausgewählten Transienten
EDF hat die Auswirkungen der für die Konstruktion des EPR Flamanville 3 ausgewählten Initiatoren, die jedoch bei der Konstruktion des in Betrieb befindlichen Parks nicht berücksichtigt wurden, auf das Verhalten der Brennelementbecken der Stufe CP0 Bugey bewertet.

Für alle Betriebsbedingungen des EPR Flamanville 3 werden die Sicherheitsziele erreicht (kein Freilegen der gelagerten oder gehandhabten Brennelemente), entweder mit Vorschriften vom Typ „Bereich Dimensionierung“, d. h. mit Regeln aus dem Zusatzbereich. Transienten:

- Ausfall eines PTR-Kühlstrangs oder einer Unterstützungsfunktion in Zuständen außerhalb von RCD und APR,
- bei vollständigem Ausfall der externen Stromversorgung,

erfüllen die Kriterien gemäß den Regeln vom Typ „*Auslegungsbereich*“: Diese Übergangsphasen führen zum Verlust der Kühlung des Brennelementbeckens durch das PTR-System, aber die Kinetik ist langsam genug (die Autonomie des Beckens beträgt mehr als 72 Stunden), um den Einsatz aller festen oder mobilen, klassifizierten oder nicht klassifizierten Interventionsmittel zu ermöglichen, die derzeit im Rahmen des 4RP 900 eingesetzt werden. Bei einem vorübergehenden vollständigen Ausfall der externen Stromversorgung im RCD- und APR-Zustand wird das Brennelementbecken durch das JP des benachbarten Blocks mit Wasser versorgt.

Ergänzend dazu hat EDF für Übergangsmaßnahmen, die durch einen Ansatz vom Typ „*Ergänzender Bereich*“ gerechtfertigt sind, analysiert, ob mögliche materielle oder operative Bestimmungen umgesetzt werden könnten, um die Sicherheitskriterien durch Anwendung von Regeln vom Typ „*Auslegungsbereich*“ zu erfüllen.

Für den vorübergehenden Ausfall eines PTR-Kühlzuges oder einer Unterstützungsfunktion im RCD- und APR-Zustand mit isoliertem Transferrohr besteht eine Möglichkeit darin, die Betriebspraktiken weiterzuentwickeln, indem die Vorschriften der Technischen Betriebsspezifikationen (Material, dessen Verfügbarkeit erforderlich ist) geändert werden, die im RCD- und APR-Zustand mit isoliertem Transferrohr gelten, und deren Bewertung im Betrieb. Die Bewertung einer zweiten Wasserzufuhr durch SEG, die vom DUS gespeist wird, wird durchgeführt.

Darüber hinaus führt EDF für den isolierbaren Guillotine-Absperrverschluss an der Saugleitung des PTR-Kreislaufs eine materielle Änderung (PNPE0344) vor, um die Isolierung des Ventils PTR 017 VB, das im Rahmen der Änderung PTR bis installiert wurde, zu automatisieren und so eine Redundanz mit der automatischen Isolierung des bestehenden Ventils PTR 001 VB zu gewährleisten.

In Anwendung der Vorschrift [PISC-B-I], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900 erlassen wurde, hat EDF in einem speziellen Kapitel des Sicherheitsberichts die Untersuchungsregeln im Zusammenhang mit dem Sicherheitsnachweis für das Brennelementlagerbecken 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 Rohrbruch an einem isolierbaren Abschnitt, der mit dem Brennelementlagerbecken verbunden ist.

EDF nimmt die erforderlichen Änderungen vor (Verdopplung der automatischen Absperrung der Entleerungsleitung des BK-Beckens durch die PTR-Ventile (PNPE0344) und die Nachspeisung von Wasser aus dem Hartkern in das Brennelementlagerbecken (PNPE0714 und PNPE0258 – siehe Abschnitt „Entwicklungen im Design der Brennstoffbecken: Hartkern-Nachspeisung und Anordnung PTR bis“ weiter unten)).

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der Vorschrift [PISC-B-II], die von der ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase 4RP 900 eine Studie über Situationen durchgeführt, die das Becken des Brennelementgebäudes betreffen und durch den Ausfall einer nicht seismisch klassifizierten Anlage im Falle eines Erdbebens verursacht werden können, wobei die in der Vorschrift [PISC-B-I] genannten Regeln berücksichtigt wurden. Diese Untersuchungen kamen zu dem Schluss, dass im Zustand VD4 900 Phase B die derzeit in der Anlage verfügbaren Schutzmaßnahmen ausreichend sind, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.

❖ Untersuchung von Unfallsituationen im Zustand „Stillstand zur Wiederbeladung“ (APR)

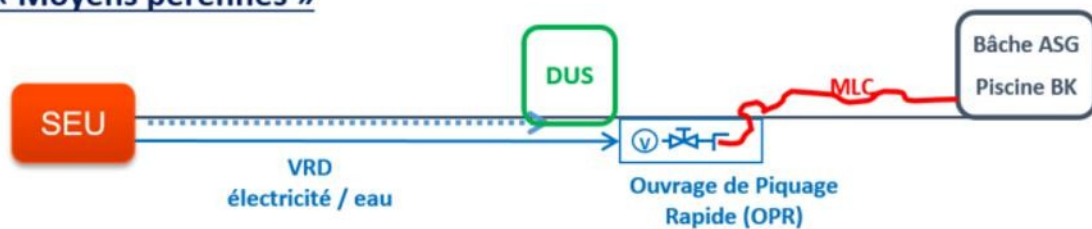
Im Rahmen der Untersuchung GP Bilanz RP4 900 hat EDF gemäß der Vorschrift [PISC-B-II] einen Zeitplan für die Durchführung von Studien zu Situationen des Kühlungsverlusts oder der Entleerung des Reaktorbeckens festgelegt, wenn beide Becken über die Transferleitung miteinander verbunden sind, einschließlich der Fälle, in denen sich eine Brennelementkassette in der Transferleitung befindet, unter Berücksichtigung der in der Vorschrift [PISC-B-I] genannten Regeln. Diese Untersuchungen kamen zu dem Schluss, dass im Zustand VD4 900 Phase B die derzeit in der Anlage verfügbaren Gegenmaßnahmen ausreichen, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.

❖ Entwicklungen im Design von Brennelementbecken: Endgültige Wassernachspeisung und PTR-bis-Anordnung

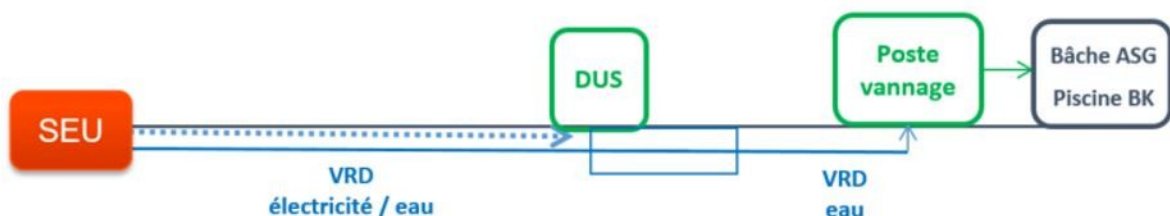
EDF setzt auch materielle Maßnahmen um, die die Sicherheit der Brennelementbecken zusätzlich erhöhen:

- Die Hartkern-Nachspeisung zum Brennelementbecken (PNPP0714 und PNPE0258, siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7), die eine zusätzliche Möglichkeit zur Wassernachspeisung zum BK-Becken bietet:
 - In seiner Konfiguration nach Fukushima, Phase „dauerhafte Mittel“, wird der Einsatz durch die Änderung PNPP0714 vorangetrieben: Diese Änderung umfasst die Realisierung der Verbindungen des Stromverteilungsnetzes (VRD) bis zum DUS und des Wasserversorgungsnetzes (VRD) bis zu einer Schnellentnahmestelle. Die Verbindung zwischen der Schnellentnahmestelle und dem Brennelementlagerbecken erfolgt über lokale Krisenmaßnahmen.
 - In der Konfiguration „Noyau Dur“ erfolgt die Bereitstellung durch die Änderung PNPE0258 (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7): Die endgültige Wasserquelle wird über feste Leitungen über VRD-Noyau-Dur-Eau-Verbindungen an die Verbraucher angeschlossen.

« Moyens pérennes »



« Moyens Noyau Dur »



Prinzipielles Schema der Kernhärte-Notfallvorrichtung am Brennstofflagerbecken

- Über das Sicherheitsziel hinaus, dass Brennelemente nicht freigelegt werden dürfen, führt EDF ein zusätzliches und vielfältiges Mittel namens „PTR bis“ (PNPP0907) ein, um das Management von Situationen mit Kühlungsverlust im Brennelementbecken zu verbessern.

Im Normalbetrieb wird die Kühlung des Brennelementbeckens durch das PTR-System gewährleistet. Das Notfallmanagement bei einem Ausfall der Kühlung des Brennelementbeckens besteht darin, die Restwärme der im Brennelementbecken befindlichen Brennelemente durch Verdampfen des Beckenswassers abzuleiten. Die Brennelemente werden durch eine manuelle Nachspeisung des Brennelementbeckens mit Wasser unter Wasser gehalten, die durch das Brandschutzsystem JPD gewährleistet wird, das in der Sicherheitsnachweisführung als zusätzliche Maßnahme bewertet wird.

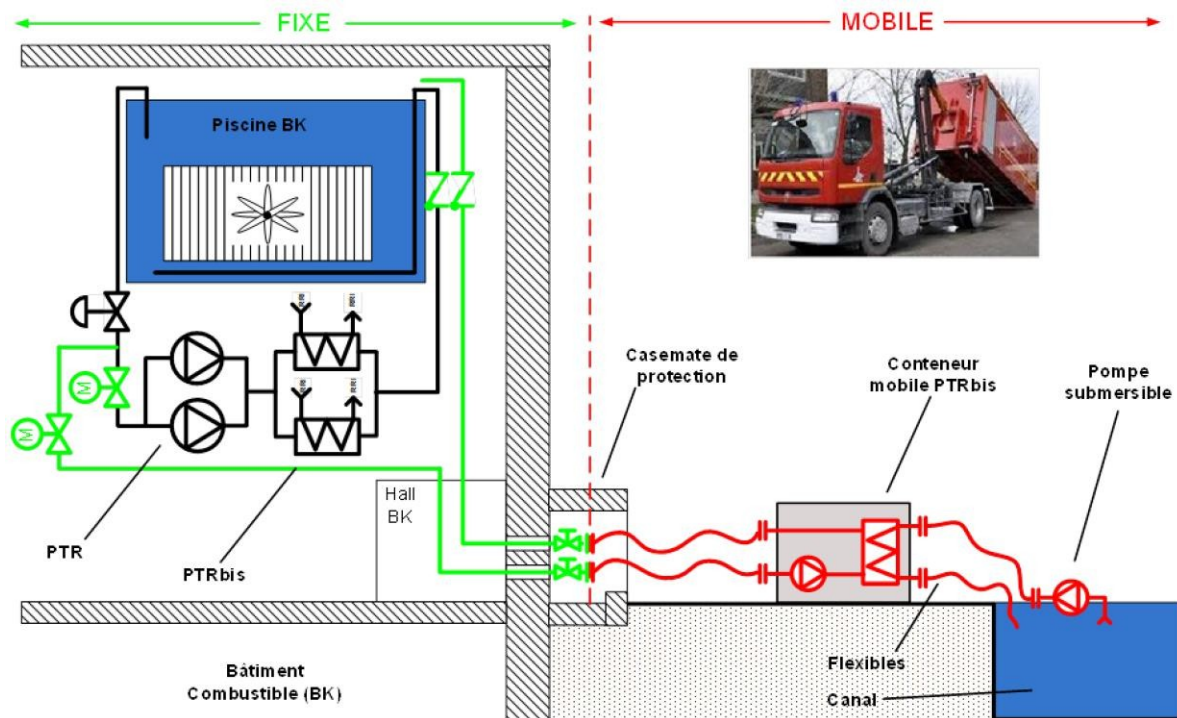
Die Rückkehr zur Kühlung des Brennstoffbeckens wird durch die Wiederinbetriebnahme einer PTR-Kühlungsreihe erreicht. Der Nachweis der ordnungsgemäßen Funktion und der Fähigkeit des PTR-Kreislaufs, bei einem kochenden Becken zu starten wurde im Rahmen des³RP 900 erbracht.

Durch Hinzufügen der Vorrichtung „PTR bis“ steht zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen eine Ausfallsicherung für die Rückkehr zur Kühlung des Brennelementbeckens zur Verfügung, die sich auf eine diversifizierte Kältequelle stützt. Durch diese Art der Anordnung kann das Design der Reaktoren der Stufe CP0 Bugey an das der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 angeglichen werden.

Dieser zusätzliche Kühlkreislauf basiert hauptsächlich auf mobilen Geräten, die vor Ort transportiert, ausgerichtet und von der Force d'Action Rapide du Nucléaire (FARN) in Betrieb genommen werden.

Diese Geräte sind über fest installierte Rohrleitungen, die an der Vorderseite des BK-Gebäudes münden, mit dem Brennelementbecken verbunden. Durch den Einbau eines motorisierten Ventils an der Ansaugseite und einer Klappe an der Druckseite des PTR-Kühlkreislaufs wird die Robustheit der Wasseraufbewahrung im Hinblick auf die Vermeidung einer versehentlichen Entleerung erhöht.

Die gesamte mobile Ausrüstung und die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass sie den Transport und den Einsatz vor Ort vereinfachen und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglichen.



Prinzipskizze des mobilen Kühlkreislaufs des Brennelementbeckens (PTR bis)

Die FARN-Teams setzen das PTR-bis-System innerhalb von 24 Stunden nach dessen Auslösung in folgenden Situationen des Kühlungsverlusts des Brennelementbeckens um:

- Verlust der PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Kältequelle des Blocks,
- Verlust des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung des Blocks,
- intrinsischer Ausfall des PTR-Systems.

Ergänzend dazu wird EDF gemäß der Vorschrift [PISC-C], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase 4^{ème} RP 900 erlassen wurde, wird EDF überprüfen, ob im Falle einer Aggression, eines Zwischenfalls oder eines Unfalls ein sicherer Zustand erreicht und aufrechterhalten werden kann, der durch das Ausbleiben des Siedens im Brennstofflagerbecken gekennzeichnet ist. EDF wird Situationen identifizieren, in denen ein solcher Zustand mit den in der Sicherheitsnachweisführung bewerteten Mitteln nicht erreicht werden kann. EDF wird die erforderlichen Maßnahmen zur Verbesserung der Prävention solcher Situationen definieren und umsetzen und sieht Maßnahmen für das Management nach einem Unfall vor, um langfristig diesen sicheren Zustand ohne Siedeverzug zu erreichen.

Das PTR-bis-System kann auch für das Langzeitmanagement ($\approx t_0 + 15$ Tage) von Hard-Core-Situationen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) eingesetzt werden, in denen die Zugänglichkeit des Standorts aufgrund extremer Bedingungen, die alle Blöcke desselben Standorts betroffen haben, als schwierig anzunehmen ist. Es ermöglicht somit die Wiederherstellung der Kühlung:

- des Brennelementbeckens und des Reaktorgebäudebeckens in APR-Zuständen mit miteinander verbundenen Becken
- des Brennelementbeckens in Zuständen außerhalb des APR.

Schließlich ermöglicht das PTR-bis-System durch das Beenden des Siedens des Pools die Wiederherstellung einer Atmosphäre im BK, die mit dem ordnungsgemäßen Betrieb der für die Bewältigung von Hardcore-Situationen erforderlichen Geräte im BK vereinbar ist (insbesondere EAS-ND-Bestimmung, siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Die Einführung des PTR bis und der Kernhülle im Wasser des Brennelementbeckens (PNPP0714) sowie deren Überwachung im Betrieb entsprechen der Vorschrift [PISC-A-I], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des⁴RP 900 erlassen wurde. Ergänzend dazu sind gemäß der Vorschrift [PISC-A-II] die festen Teile dieser Bestimmungen wichtige Elemente für den Schutz der Interessen, für die EDF die entsprechenden Anforderungen festgelegt hat. Schließlich wird die Umsetzung dieser Bestimmungen zur Bewältigung von „Hard Core“-Situationen durch die Vorschrift [PISC-A-III] geregelt, siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7.

❖ Überwachung der Komponenten, die die Integrität der BR- und Brennstoffbecken gewährleisten, während des Betriebs

Die Überwachung der Komponenten, die die Integrität der BR- und Brennstoffbecken gewährleisten, trägt dazu bei, ein versehentliches Entleeren der Becken zu verhindern: PTR-Rohrleitungen, Siphonbrecher, Metallhaut, Dammbalken und PTR-Armaturen.

Die Modalitäten für die Überwachung und Wartung der Materialien, die zur Gewährleistung der Integrität der Becken beitragen, basieren für jedes Element, das zur Funktion „*Integrität der Becken*“ beiträgt, auf der Überprüfung:

- der Konstruktionsanforderungen,
- Studien, Bestandsaufnahmen, Lehren und Programme zur Instandhaltung von Material,
- des Fuhrparkmanagements,
- Analyse der Erfahrungen mit dem Fuhrpark.

Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen eines Parkprojekts ein Programm zur Verstärkung der Überwachung und der Wartungsstrategie für die Metallhülle der Becken des Reaktorgebäudes (BR) und des Brennstofflagers (BK) gestartet, das neue, angepasste Untersuchungen zur Suche nach möglichen Undichtigkeiten und Spannungskorrosion sowie Reparaturmaßnahmen als Alternative zum Aufbringen von Schweißpatches umfasst. Diese Parkangelegenheit steht auch im Einklang mit den Maßnahmen, die EDF nach der Untersuchung gemäß der Standardmitteilung C „Sicherheit von Becken“ ergriffen hat.

Darüber hinaus wiederholt EDF bei den 4-RP 900 die verschiedenen Untersuchungen des Transferrohrs, die bei den 3-RP 1300 durchgeführt worden waren:

- Überprüfung der Einstellung der Stützen des Ventils des Transferrohrs,
- Überprüfung der Einstellung der Stützschrauben des Transferrohrs,
- Messung der Exzentrizität des Transferrohrs in seiner Hülse auf der BK-Seite,
- Prüfung der Schweißnähte des Fixpunkts des Transferrohrs,
- Prüfung der Längs- und Rundnähte des Transferrohrs.

Die Ergebnisse dieser Kontrollen sind im Abschnitt „Bilanz des Zustands des Blocks“ dargestellt.

Darüber hinaus wird im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC) zwischen 2019 und 2021 eine interne Fernsehuntersuchung des gesamten Transferrohrs in 4 CPY-Blöcken und 2 CP0-Blöcken durchgeführt (über die Ausweitung auf andere Blöcke wird auf der Grundlage der gewonnenen Erkenntnisse entschieden). Die Ergebnisse dieser Untersuchungen werden in den RCR der betroffenen Blöcke aufgenommen (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2).

❖ Radioaktives Inventar in BK und neue Lagerungsmodalitäten

EDF leitet im Rahmen eines Projekts Maßnahmen, um die Anzahl der Brennstoffelemente, die derzeit in jedem Brennelementlagergebäude der in Betrieb befindlichen Reaktoren deaktiviert werden, auf einen möglichst niedrigen Wert zu begrenzen.

In diesem Zusammenhang hat EDF seit 2015 das mehrjährige Programm zur Entsorgung abgebrannter Brennelemente in La Hague verstärkt und setzt bei Bedarf Sicherheitsmaßnahmen ein, um dessen Umsetzung zu gewährleisten.

Für Brennelemente, die nicht transportiert werden können, trifft EDF die erforderlichen Vorkehrungen, um sie sicher zu entsorgen (Charakterisierung der Besonderheiten dieser Brennelemente, Reparatur, 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 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist hinsichtlich des Stands der Wartungsarbeiten keine

Besonderheiten auf. [Bilanz zum Stand des Blocks](#)

Die Untersuchungen des Transferrohrs von Block 3 des Kernkraftwerks Bugey wurden wie erwartet durchgeführt. Sie bestätigen, dass keine makroskopischen Beschädigungen oder Störungen vorliegen, die auf einen Schaden während des Betriebs zurückzuführen wären, und gewährleisten den sicheren Betrieb der Anlagen in allen Betriebssituationen und während der gesamten Lebensdauer des Blocks.

Die Änderungen:

- PNXX0752 „Analoge Füllstandsmessung Schwimmbad BK“,
- PNPP0289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementbeckens“,
- PNPP0401 „Einbau einer zweiten statischen Dichtung an den Spundwänden des Schwimmbeckens des Reaktorgebäudes“,
- PNPP0402 „Automatisches Schließen des Ventils PTR 001 VB am NTB-Deaktivierungsbecken“,
- PNPP0403 „Motorisierung des Ventils des Transferrohrs“,
- PNPP0474 „Druckmessung an RIS-Akkumulatoren mit großem Bereich“,
- PNPP0549 „Sichere Lagerung einer Brennelementkassette“,
- PNPP0666 „Diesel für den Notfall“,
- PNPP0679 Band A „Seismische Verstärkung der Messungen des TOR-Niveaus (NB, NTB) des Brennelementbeckens“,

wurden vollständig im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP0949 „Einbau einer Brandschutzvorrichtung zwischen den PTR-Pumpen zur physischen Trennung der beiden PTR-Leitungen“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey wie folgt umgesetzt:

- Band A „Einbau einer Schutzvorrichtung zwischen den PTR-Pumpen“ spätestens in Phase B der Änderungen des 4-RP 900,
- Band C „Einrichtung eines Brandschutzes für PTR-Kabel“ wird derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 noch aussteht.

Die Änderungen:

- PNPE0128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPE0344 „Verdopplung der automatischen Absperrung der Entleerungsleitung des Brennstoffbeckens BK durch PTR-Ventile“,
- PNPP0780 „Automatisierung der Ablassventile des BR-Pools“,
- PNPP0907 „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTR bis“, alle Bände außer Band I,

werden derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE0258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“,
- PNPP0824 „Hinzufügen einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,
- PNRL0984 „Befestigung zum Anbringen eines flexiblen Stopfens zum Abdichten des Brennelementbeckens bei Hochwasser über den Hard Core hinaus“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey eingesetzt . Die Änderung

PNRL0895 „Zuverlässigkeit der Steuerung des Transferrohrventils zum Schließen bei Durchfluss“ wird in Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4 vorgestellt.

Die Änderung PNPP0714 „Wasserquelle für die Notversorgung Noyau Dur“ wird in Abschnitt I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – §1.2.1.3 behandelt.

Die Änderung PNPP0877 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Abfederung des Aufpralls einer Verpackung mit abgebrannten Brennelementen“ wird im Rahmen eines spezifischen Programms umgesetzt und spätestens Ende 2025 in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey integriert.

Die Änderung PNPP0907 Band I „Behebung des Problems der Blaseninjektion im BK-Becken“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in den Abschnitt 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, die spätestens in Phase B vorgesehen ist.

3.3 FAZIT

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

- Verhinderung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens durch die Einrichtung redundanter Schutzvorrichtungen: motorisierte Ventile an der Ansaugseite und Ventile an der Druckseite des PTR-Kühlkreislaufs,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente durch Siedeverzug durch Hinzufügen einer Flammensperre, um das Risiko einer Ausbreitung eines Brandes von einer PTR-Pumpe auf die andere auszuschließen,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente durch Hinzufügen einer zusätzlichen diversifizierten Wasserversorgungseinrichtung für das Brennelementbecken (BK) (Teil des Hartkerns).

Deterministische Studien haben gezeigt, dass die Akzeptanzkriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises ausgewählten Initiatoren unter Berücksichtigung der bestehenden Bestimmungen erfüllt sind.

Die durchgeführten Analysen haben außerdem gezeigt, dass die Anlage widerstandsfähig gegen Angriffe ist und dass die Ableitung der Restleistung und die Aufrechterhaltung des Wasserbestands im Brennelementbecken im Falle eines internen Angriffs nicht beeinträchtigt werden.

Ergänzend dazu wurde das Verhalten der Brennelemente der Stufe CP0 Bugey unter den im Auslegungsreferenzsystem des EPR Flamanville 3 festgelegten Betriebsbedingungen bewertet. Die aktuellen oder im Rahmen des 4-RP 900 vorgesehenen Schutzmaßnahmen ermöglichen es den Reaktoren der Stufe CP0 Bugey, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen, die sich aus den Betriebsbedingungen des deterministischen Auslegungsreferenzsystems des EPR-Reaktors Flamanville 3 ergeben.

Durch die Einrichtung einer mobilen Kühlvorrichtung (PTR bis) kann die Kältequelle diversifiziert und die Wiederaufheizung des Brennelementbeckens im Falle einer Überhitzung verstärkt werden. Diese Vorrichtung ist Teil des Hartkerns. Durch diese Art der Anordnung kann das Design der Reaktoren der Stufe CP0 Bugey an das der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 angeglichen werden.

Probabilistische Studien zeigen, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei einer unbeabsichtigten Entleerung und einem Ausfall der Kühlung des Brennelementbeckens äußerst unwahrscheinlich ist: in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERN-SCHMELZUNG

4	UNFÄLLE MIT KERNschmelze	193
4.1	ZIELE	194
4.2	ERREICHUNG DER ZIELE	194
4.2.1	ALLGEMEINE VORGEHENSWEISE BEI UNFÄLLEN MIT KERNschmelze.....	194
4.2.2	MASSNAHMEN BEI SITUATIONEN MIT RISIKO EINER KERNschmelze	196
4.2.3	VERRINGERUNG DER RADIOLOGISCHEN FOLGEN	203
4.2.4	EPS BEZÜGLICH SITUATIONEN MIT HERZSCHMELZE (EPS N2).....	204
4.3	SCHLUSSFOLGERUNG.....	210

4 UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

Im Rahmen des Nachweises der Sicherheit seiner 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 zu schützen.

So werden Unfallsequenzen unter der Annahme einer Häufung von Ausfällen untersucht, die in der Regel zum Verlust der Kühlfunktion des Reaktorkerns und schließlich zur Kernschmelze infolge des Wasserverlusts im Primärkreislauf führen.

Man kann vier Hauptphasen in der Entwicklung eines Unfalls mit Kernschmelze unterscheiden, wenn dieser nicht unter Kontrolle gebracht werden kann:

- 1.Phase: Entleerung des Primärkreislaufs,
- 2.Phase: Entleerung und anfängliche Zerstörung des Kerns,
- 3. Phase: Fortgeschrittene Kernschmelze,
- 4. Phase: Bruch des Behälters und Phase außerhalb des Behälters.

Ein Unfall mit Kernschmelze kann kurz- oder langfristig zu Freisetzungen in die Umwelt führen, wenn die Eindämmung nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann.

Die Berücksichtigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze war Gegenstand eingehender Studien im Rahmen der bisherigen regelmäßigen Überprüfungen der verschiedenen Stufen, wobei die internationalen Erfahrungen aus Ereignissen (Tschernobyl, Three Mile Island) einbezogen wurden. In diesem Zusammenhang wurden auf der Grundlage von Material- und Dokumentationsentwicklungen erhebliche Verbesserungen gegenüber der ursprünglichen Auslegung der Anlagen vorgenommen.

So wurden in der Stufe CP0 Bugey bereits folgende materielle Maßnahmen umgesetzt:

- das Dekompressions- und Filtersystem des Behälters, das den Behälter im Falle einer langsamen unbeabsichtigten Druckbeaufschlagung schützt,
- passive autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren (RAP), die die Ansammlung von Wasserstoff im Behälter verhindern und das Risiko eines Verlusts der Eindämmung durch Wasserstoffverbrennung verringern,
- die Verbesserung der Zuverlässigkeit beim Öffnen der Entlastungsleitungen des Druckhalters, um die Risiken im Zusammenhang mit Kernschmelzen unter Druck und Direct Containment Heating (DCH)-Phänomenen zu verringern,
- die Verstärkung der Schrauben des Materialzugangspuffers (TAM), wodurch die Druckfestigkeit des Behälters erhöht wird,
- die Verbesserung der Dichtheit der RIS- und EAS-Systeme (Neukalibrierung der RIS-Schutzventile),
- Einführung von Instrumenten zur Steuerung der Anlage und zur Verbesserung der Unfallüberwachung: Messung des Drucks im Reaktorgebäude über einen großen Bereich, Erkennung eines möglichen Durchbruchs des Reaktors und Messung der Temperatur der Wasserstoffrekombinatoren.

Außerdem wurde eine spezielle Dokumentation für das Management von Unfallsituationen mit Kernschmelze erstellt.

4.1 ZIELE

Im Rahmen des 4-RP 900 verfolgt EDF hinsichtlich Unfällen mit Kernschmelze folgende Ziele:

- Das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen extrem unwahrscheinlich machen;
- Vermeidung langfristiger Auswirkungen auf die Umwelt.

EDF hat insbesondere das Ziel, die Sicherheit bei Unfällen mit Kernschmelze im Hinblick auf die Sicherheitsziele des EPR von Flamanville 3 zu verbessern, dessen bei der Konzeption getroffene Maßnahmen zur Risikominderung es ermöglichen, bei einem Unfall mit Kernschmelze auf Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung zurückzugreifen, die räumlich und zeitlich sehr begrenzt sind. Die Arbeiten von EDF konzentrierten sich auf folgende Bereiche:

- Die Ableitung der Restleistung ohne Öffnung der Dekompressions- und Filtervorrichtung des Behälters;
- Stabilisierung des Coriums auf dem Fundament des Reaktorbehälters.

Unfallszenarien mit Kernschmelze, die zu potenziell erheblichen Freisetzungen führen, werden in fünf Kategorien eingeteilt:

- Beschädigung des Brennstoffs im BR mit vorzeitigem Verlust der Sicherheitshülle,
- Durchbruch der Bodenplatte,
- später Verlust der Sicherheitshülle durch Versagen des Behälters,
- Beherrschung der Sicherheitshülle mit Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Behälters,
- Beherrschung der Sicherheitshülle ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung der Hülle.

Im Rahmen des 4-RP 900 konzentrieren sich die Bemühungen auf die Szenarien der ersten vier Kategorien, wobei die fünfte Kategorie eine Situation darstellt, in der die Eindämmung unter Kontrolle bleibt und keine vorzeitigen oder erheblichen Freisetzungen auftreten.

Die Szenarien sind Gegenstand deterministischer Studien zu den radiologischen Folgen, die durch probabilistische Bewertungen ergänzt werden.

4.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE

4.2.1 Allgemeiner Ansatz für Unfallsituationen mit Kernschmelze

Allgemeiner Teil Lager

Die Analyse der Risiken im Zusammenhang mit Unfallabläufen mit Kernschmelze stützt sich auf Szenario-Studien mit geeigneten Berechnungscodes. Diese Codes basieren auf physikalischen Modellen, die auf der Grundlage repräsentativer Experimente entwickelt und validiert wurden und dem internationalen Stand der Technik entsprechen.

Die Auslegung der erforderlichen Vorkehrungen für Unfälle mit Kernschmelze ist deterministisch, kann jedoch probabilistische Grundlagen für die Auswahl der als Auslegungsgrundlage herangezogenen Szenarien verwenden, um mit dem Risiko, gegen das man sich schützen möchte, im Einklang zu stehen.

Diese Dimensionierung basiert ebenfalls auf vernünftigen Annahmen, wobei bei Bedarf Sensitivitätsstudien herangezogen werden, um das mögliche Vorliegen eines „*Klippeneffekts*“ festzustellen.

Die Ausrüstungen, die bei einem Unfall mit Kernschmelze als notwendig erachtet werden, 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. Für diese materiellen Vorkehrungen gelten bestimmte Anforderungen (Funktionsanforderungen, Belastung und Einsatzdauer), um ihre Leistungsfähigkeit und Verfügbarkeit unter den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze zu gewährleisten.

Diese Ausrüstungen können entweder als materielle Änderungen installiert oder unter den vorhandenen Materialien aufgewertet werden.

Bei bestehenden Anlagen, die bei einem Unfall mit Kernschmelze als notwendig identifiziert wurden, wird eine Überprüfung ihrer Beständigkeit gegenüber den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze durchgeführt. Bestehende Materialien, deren Beständigkeit unter diesen Bedingungen nicht nachgewiesen werden kann, werden durch qualifizierte Materialien ersetzt (PNRL0929, PNPE0347 und PNRL0986). Bei neuen Materialien, die zur Minderung von Unfällen mit Kernschmelze erforderlich sind, werden diese Betriebsbedingungen bei der Konstruktion berücksichtigt.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4^{RP} 900 durchgeführten Überprüfungen am Standort CP0 Bugey stellen die in den Räumen herrschenden Bedingungen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte, die erforderlichen Maßnahmen in diesen Räumen für die erforderliche Dauer durchzuführen, nicht in Frage.

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der Vorschrift [FOH-B], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4^{RP} 900 hat EDF die tatsächliche Fähigkeit der Mitarbeiter vor Ort überprüft, Zugang zu den Räumlichkeiten zu erhalten und dort die erforderlichen Maßnahmen zur Demonstration der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungsorgane, Fähigkeit zur Durchführung von Maßnahmen beim Tragen persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit von Werkzeugen, erforderliche Zeit für den Zugang). Im Anschluss an diese Untersuchungen sind im Rahmen des 4^{RP} 900 folgende Maßnahmen vorgesehen:

- Betriebsänderung, um den Einsatz von Selbstkontrollzellen zu ermöglichen, damit die RCV-RIS-Ventile vom Elektrizitätsgebäude (BL) aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung) im Falle eines APRP 4 (PNPE0442) betätigt werden können; diese Änderung ist im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4^{RP} 900 vorgesehen;
- Umsetzung des Leitfadens für den Strahlenschutz in radiologischen Notfällen spätestens in der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4^{RP} 900;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe enthalten (Unfälle ohne und mit Kernschmelze), und/oder der Durchführungen durch die Sicherheitshülle für den Betreiber spätestens in der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4^{RP} 900.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNRL0929 „Verhalten des Durchflussdetektors EAS 074 SD bei einem Unfall mit Kernschmelze“ wurde vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE0347 „Ersatz des elektrischen Servomotors RCV 089 VP“,
- PNPE0442 „Betriebsänderung: Zugänglichkeit – Verwendung von Selbstkontrollzellen zur Steuerung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)“,
- PNRL0986 „Kompletter Austausch der Ventile SEB 358/360 VE, JPD 990/992 VP und Austausch der Baugruppe Verschluss/Dichtung des Ventils RPE 903 VP“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt.

Die Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe und/oder Durchführungen enthalten, für den Betreiber und die Umsetzung des Leitfadens für den Strahlenschutz in radiologischen Notfällen werden spätestens in der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4-RP 900 erfolgen.

4.2.2 Maßnahmen bei Situationen mit Kernschmelzgefahr

Allgemeiner Teil Lager

Ein Unfall mit Kernschmelze kann kurz- oder langfristig zu Freisetzungen in die Umwelt führen, wenn die Integrität des Sicherheitsbehälters nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann. Die verschiedenen Risiken, die mit Unfällen mit Kernschmelze verbunden sind, werden analysiert.

Je nach Risiko werden Maßnahmen ergriffen, um entweder die Wahrscheinlichkeit ihres Eintretens zu verringern oder ihre Folgen zu verzögern und abzuschwächen.

❖ Maßnahmen hinsichtlich des Risikos einer langsamen Druckbeaufschlagung des Behälters

Ohne Ableitung der Energie aus dem Behälter führen die Verdampfung des Wassers auf dem Corium und die Entstehung nicht kondensierbarer Gase während der Wechselwirkung zwischen Corium und Beton zu einem langsamen Druckanstieg im Behälter. Der Druck im Behälter kann den Auslegungsdruck der Sicherheitsbehälter erreichen und das Öffnen der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Behälters erforderlich machen, was zu radioaktiven Freisetzungen in die Umwelt führt.

Im Rahmen des 4-RP 900 gewährleistet die Umsetzung der Bestimmung EAS-ND (PNPP0811) die folgenden beiden Funktionen:

- das Untertauchen und Abkühlen des Coriums im Behälter oder außerhalb des Behälters,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Behälter.

Seine Funktionsweise basiert einerseits auf einer EAS-ND-Pumpe, die entweder mit Direkteinspritzung aus dem PTR-Becken oder mit Rückführung aus den BR-Sammelbecken betrieben werden kann, und andererseits auf einem EAS-ND-Wärmetauscher, der die Kühlung des wieder eingespritzten Wassers gewährleistet und selbst durch die Hartkern-Kältequelle (SF-ND) gekühlt wird. Die Hartkern-Kältequelle besteht aus einer mobilen Pumpvorrichtung, die von der FARN transportiert und eingesetzt wird, sowie aus baulichen Einrichtungen (PNPP0972 und PNRL0844). Die Vorkehrungen EAS-ND und SF-ND entsprechen der Vorschrift [AG-B-I]. Die Bestimmung EAS-ND trägt zur Erfüllung der Vorschrift [AG-D-I] bei.

Die EAS-ND-Anordnung ist so dimensioniert, dass Situationen mit Kernschmelze, die zur Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters führen, vermieden werden. Sie trägt auch zur Verringerung der radiologischen Folgen von Situationen mit kontrollierter Eindämmung bei.

Um das Risiko eines Druckanstiegs im Sicherheitsbehälter weiter zu begrenzen, hat EDF gemäß der Vorschrift [AG-B-II-1] Maßnahmen identifiziert, mit denen kurzfristig zusätzlich zu dem im Tank des Wasseraufbereitungs- und Kühlsystems der Becken enthaltenen Wasser ein weiteres Volumen an borhaltigem Wasser in das Reaktorgebäude eingespeist werden kann (PTR) in das Reaktorgebäude einleiten kann, um die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter bei einem Unfall mit Kernschmelze sicherzustellen, und hat die Durchführbarkeit der Einleitung dieser zusätzlichen Menge an borhaltigem Wasser unter Berücksichtigung der Anforderungen an die gewählten Mittel und der verfügbaren Kapazitäten an borhaltigem Wasser begründet. In Anwendung der Vorschrift [AG-B-II-2] wird EDF die folgenden Maßnahmen umsetzen, um diese Ziele zu gewährleisten:

- Bereitstellung einer Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe und Durchführungen enthalten;
- Bereitstellung einer Liste der verschiedenen Stromquellen und Schalttafeln, die die für die Nachspeisung des Beckens des Wasseraufbereitungs- und Kühlsystems der Schwimmbäder (PTR) erforderlichen Mittel versorgen, sowie deren Steuerung und Kontrolle.

Darüber hinaus gewährleistet die elektrische Notstromversorgung der Druckmessung im breiten Bereich durch das DUS, dass der Prüfdruck des Behälters auch bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung nicht überschritten wird.

Das DUS (PNPP0666) ist eine zusätzliche Notstromquelle, die nach dem Unfall von Fukushima (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) eingeführt wurde, um die Stromversorgung der EDF-Reaktoren zu verstärken. Das DUS ermöglicht insbesondere die Wiederherstellung der Stromversorgung der für Unfälle mit Kernschmelze erforderlichen Anlagen des Hartkerns, auch bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung am Standort.

Aufgrund der Lehren aus dem Unfall von Fukushima wird eine erste Verstärkung des Dekompressions- und Filtersystems des Behälters vorgenommen, um dessen Widerstandsfähigkeit gegenüber Erdbeben der Stärke SMHV (PNPP0870) sicherzustellen. In Anwendung der Vorschrift [AG-C-II] wird eine zusätzliche Verstärkung des Druckentlastungs- und Filtersystems des Behälters vorgenommen, um dessen Widerstandsfähigkeit gegenüber Erdbeben der Stufe SMS (PNPE0377) sicherzustellen.

❖ Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Erosion und/oder Durchbruch der Bodenplatte

Bei einem Unfall mit Kernschmelze kann die Kernschmelze zur Bildung eines Corium-Bades führen, das schließlich den Behälter durchbrechen und zur Erosion des Fundaments führen kann, wodurch die Sicherheit der Umschließung gefährdet wäre.

Um das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle bei einem Unfall mit Kernschmelze durch Erosion des Fundamentblocks zu begrenzen, wird ein System eingesetzt, das auf der Stabilisierung des Coriums unter Wasser nach trockener Ausbreitung basiert (PNPP0976): Die Ausbreitung des Coriums nach dem Durchbrechen des Behälters erfolgt im Behälterbrunnen und im RIC-Raum. Diese Lösung ähnelt im Prinzip derjenigen, die bei Reaktoren vom Typ EPR (Core-Catcher) zum Einsatz kommt. Sie berücksichtigt die F&E-Programme zur Wechselwirkung zwischen Corium und Beton und ermöglicht den Erhalt des strukturellen Fundaments des Behälters. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift [AG-A-I].

Die Untersuchungen sollen nachweisen, dass eine ausreichende Dicke an nicht abgetragenen Beton erhalten bleibt, der seine wesentlichen mechanischen Eigenschaften beibehält. In diesem Zusammenhang sind die Blöcke des Standorts Bugey nicht von der Vorschrift [AG-A-II] zur Verdickung der Fundamente der stark silikatischen Sicherheitsbehälter betroffen, da deren Fundamente aus Kalk-Kiesel-Beton bestehen. Ergänzend dazu und in Anwendung der Vorschrift [AG-A-III] verstärkt EDF die Wände zwischen dem Raum für die interne Instrumentierung des Reaktorkerns (RIC) und dem Bereich der Sickerwasserauffangbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes, um jegliches Risiko durch deren Durchdringung durch das Corium zu vermeiden (PNPE0460).

Die trockene Verteilung des Coriums wird durch die vorherige Abdichtung des Behälterbrunnens und des angrenzenden RIC-Raums (PNPP0976) gewährleistet. Die RGE werden ebenfalls in Phase B geändert, um die Mittel zur Wassererkennung im Behälterbrunnen und im RIC-Raum im Normalbetrieb zu verbessern. Die Wiederbefüllung des Coriums von oben erfolgt dann durch Schwerkraft aus dem Wasser in den Sumpftanks und am Boden des BR, die zuvor über die RIS-Kreisläufe, EAS oder über die Null-Durchflussleitung der Pumpe der EAS-ND-Anordnung oder aktiv durch die Einspeisung von Wasser in den Behälter nach dem Ausbreiten des Coriums, falls die Sumpfbeckens des BR nicht gefüllt wurden.

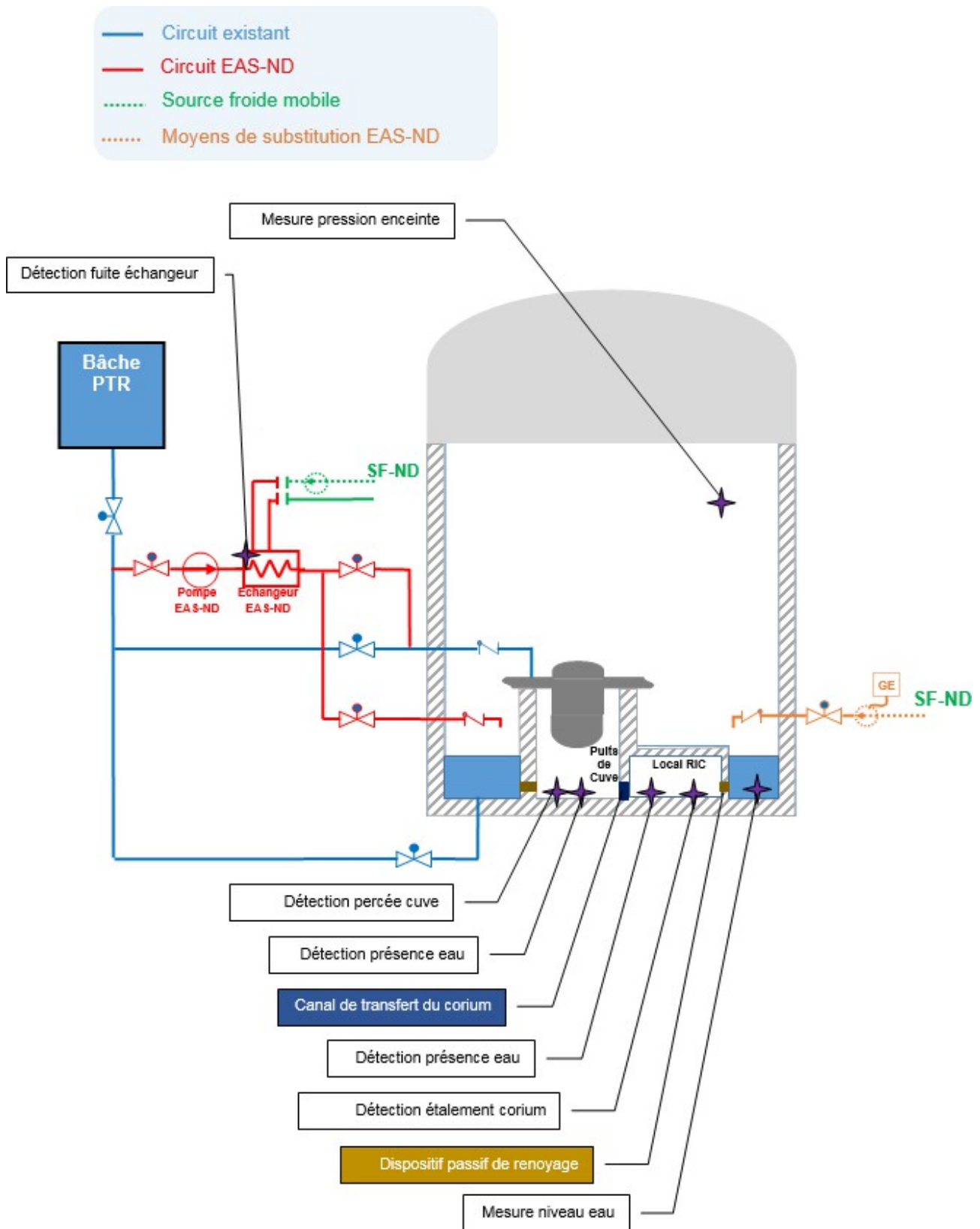
Die Schwerkraft-Entwässerung des Coriums wird durch redundante Kernbohrungen in den Wänden des Behälterraums und des RIC-Raums gewährleistet, die durch passive Ventile (oder Klappen) verschlossen sind, die die Dichtigkeit zwischen dem am Boden des BR angesammelten Wasser und dem Ausbreitungsbereich gewährleisten. Dies garantiert eine trockene Ausbreitung des Coriums. Das Entfernen der Verschlussvorrichtung wird nach dem Ausbreiten des Coriums durch das Reißen von Schmelzsicherungen ausgelöst.

Die Kühlung des Coriums und die langfristige Ableitung der Restleistung aus dem Behälter werden durch die Vorkehrungen EAS-ND und SF-ND gewährleistet.

Die Messung zur Erkennung von Durchbrüchen im Behälter (Thermoelement PNXX0746 im Behälterbrunnen) ermöglicht es, bei Bedarf Wasser über den Behälter auf das Corium zu spritzen, und zwar zum günstigsten Zeitpunkt, d. h. nach dem Trockenausbreiten des Coriums.

Ergänzend dazu wurde im Anschluss an die Sitzung der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) zu Unfällen mit Kernschmelze am 27. und 28. März 2019 Folgendes beschlossen:

- EDF setzt spezielle Instrumente ein, mit denen die Ausbreitung des Coriums auf der gesamten Fläche des RIC-Raums (PNPE0387) erfasst und diese Information in die Strategie für den Betrieb des Reaktors einbezogen werden kann.
- EDF setzt eine zusätzliche Maßnahme um, die im Falle eines mittel- bis langfristigen Ausfalls des EAS-ND eine Nachspeisung von Wasser in den Untergrund des Behälters durch mobile Mittel für einen ausreichenden Zeitraum ermöglicht, um die Erosion des Fundaments zu begrenzen (PNPE0362). Diese Maßnahme entspricht der Vorschrift [AG-B-III]. Die Steuerung dieser Nachspeisung erfolgt über eine Wasserstandsmessung am Boden des BR (PNPE0386).



Prinzipielles Schema der EAS-ND-Maßnahmen und Stabilisierung des Coriums

❖ Anordnungen in Bezug auf die an der Eindämmung beteiligten Funktionen und Materialien

Die Durchgänge der Umzäunung, deren Absperrventile automatischen Absperrbefehlen unterliegen, werden vor dem Eintritt eines Unfalls mit Kernschmelze geschlossen. Bei Durchführungen durch den Sicherheitsbereich, deren Isolierung durch ein motorisiertes Bauteil erfolgt, gewährleistet die Notstromversorgung dieser Bauteile durch das DUS (PNPE0073 und PNPE0068) deren Funktionsfähigkeit, selbst bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung. Das DUS gewährleistet auch die Notstromversorgung einer Lüftungs- und Luftfilteranlage im Kontrollraum (über die Modifikation PNPE0068), um die Aufrechterhaltung dieser Funktionen im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (H3) zu ermöglichen.

Im Hinblick auf die Verbesserung der Unfallsicherheit bei Kernschmelzen bestimmter Materialien, die zur Eindämmung beitragen, hat EDF die Bullaugen der Schleusen des BR ersetzt („Verstärkung der Bullaugen der BR-Schleuse“ PNPP0631).

❖ Umwälzbetrieb der EAS-ND-Anlage

Die langfristige Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze basiert auf dem Umwälzbetrieb der EAS-ND-Anlage, um das Corium unter Wasser zu halten und die Restleistung aus dem BR abzuleiten. Die Konstruktionsanforderungen der EAS-ND-Anlage sind an die vorgesehene Situation angepasst und gewährleisten ein hohes Maß an Zuverlässigkeit der Anlagen, um den Betrieb der Anlage für ein Jahr aufrechtzuerhalten. Im Hinblick auf den langfristigen Rückföhrbetrieb bei einem Unfall mit Kernschmelze und zur Begrenzung der möglichen Folgen eines Lecks im EAS-ND-Kreislauf richtet EDF ein System zur Bewältigung eines Lecks ein, das im EAS-ND-Kreislauf (PNPP0541) außerhalb des Sicherheitsbehälters auftreten kann. Dieses System besteht darin, die Leckagen der empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Systems während seiner gesamten Einsatzdauer im BK zu sammeln, um die Folgen für die Umwelt zu begrenzen. Ergänzend dazu setzt EDF eine Vorrichtung zur Rückführung der in den Sammelbehältern des BK (PNPE0362) vorhandenen Abwässer in den BR ein. Diese Vorrichtungen 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 des EAS-ND-Wärmetauschers ein, um die Kältequelle auf Verunreinigungen zu überwachen. Diese Maßnahme wird auf der Grundlage eines von der FARN eingesetzten mobilen Systems durchgeführt.

❖ Vorkehrungen hinsichtlich des Risikos eines Verlusts der Eindämmung durch direkte Erwärmung des Behälters

Das Öffnen und Offenhalten der Ventile des Druckhaltersystems ist bei einem Unfall mit Kernschmelze erforderlich, um die Druckentlastung des Primärkreislaufs zu gewährleisten und so mögliche Folgen einer Kernschmelze unter Druck zu verhindern. Befindet sich der Primärkreislauf beim Durchbrechen des Behälters unter Druck, kann ein Teil des Coriums in den Behälter gelangen und dort zu einem erheblichen Anstieg der Temperatur und des Drucks föhren.

Angesichts dieses Risikos hat EDF im Rahmen des³RP 900 eine Änderung vorgenommen, um die Steuerung der Ventile des Druckhalters (PNXX0721) zuverlässiger zu machen und so sicherzustellen, dass diese Ventile auch bei einem Stromausfall geöffnet bleiben.

Im Rahmen des⁴ RP 900 verstärkt EDF die Anlagen, indem die Ventilköpfe des Druckhalters ausgetauscht werden, um ihre Wasserablasskapazität bei niedrigem Primärdruck (PNPP0595) zu erhöhen. Diese Änderung besteht darin, den Querschnitt des Ablasskanals bei gesteuerter Öffnung zu vergrößern.

Schließlich gewährleistet die elektrische Notversorgung der Ventile des Druckhalters durch das DUS deren Öffnung in Unfallsituationen mit Kernschmelze infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (H3).

❖ Maßnahmen gegen das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle durch eine Dampfexplosion außerhalb des Behälters

Im Falle eines Durchbruchs des Behälters basiert die Maßnahme zur Stabilisierung des Coriums außerhalb des Behälters auf einer Strategie der Trockenverteilung des Coriums, gefolgt von einer passiven Wiederbefüllung mit Wasser aus den Sammelbecken. Dies erfordert materielle Vorkehrungen (PNPP0976), um zu verhindern, dass vor dem Durchbruch des Behälters Wasser in den Verteilungsbereich gelangt. Diese Vorkehrungen verhindern, dass Corium in einen zuvor gefluteten Behälterbrunnen gelangt, wodurch jegliche Gefahr einer Dampfexplosion außerhalb des Behälters in solchen Situationen ausgeschlossen ist.

❖ Maßnahmen hinsichtlich des Risikos einer erneuten Kritikalität des Coriums

Bei bestimmten geometrischen Konfigurationen des Coriums während der Kühlung durch Einspritzen von nicht mit Bor versetztem Wasser könnte es zu einer erneuten Kritikalität kommen, was einen Anstieg der abzuleitenden Leistung zur Folge hätte. Um dieses Risiko zu vermeiden, legen die Betriebsverfahren auf konservative Weise die Modalitäten für die Verwendung von nicht mit Bor versetztem Wasser während der kurz-, mittel- und langfristigen Phasen eines Unfalls mit Kernschmelze fest.

❖ Management von kontaminiertem Wasser

Die Begrenzung des Risikos der Freisetzung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts basiert auf drei Schutzmaßnahmen:

- Das EAS-ND-System, dessen Konstruktions- und Fertigungsanforderungen ein geringes Auslaufen außerhalb des Sicherheitsbehälters gewährleisten, bildet eine erste Verteidigungslinie.
- Die Sammlung von Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Systems (PNPP0541) und die Rückführung der in den Sammelbehältern des BK (PNPE0362) vorhandenen Abwässer in den BR bilden eine zweite Verteidigungslinie.
- Eine dritte Verteidigungslinie im Rahmen des Krisenmanagements soll die Einhaltung der Qualitätsrichtwerte für Trinkwasser in der kurz- und langfristigen Phase eines Unfalls mit Kernschmelze gewährleisten:
 - In Anwendung der Vorschrift [AG-D-II] wird EDF über die erforderlichen Mittel verfügen, um die Wasserverschmutzung im Reaktorgebäude nach einem Unfall, der zu einer Kernschmelze geführt hat, zu reduzieren, und stellt deren Betriebsfähigkeit vor Ort sicher (PNPE0362 und PNPE0449).
 - In Anwendung der Vorschrift [AG-D-III] wird EDF, um das Ausmaß und die Dauer der Wasserverschmutzung in der Umwelt im Falle eines Austritts von kontaminiertem Wasser außerhalb der Gebäude nach einem Unfall, der zu einer Kernschmelze geführt hat, zu begrenzen, Möglichkeiten prüfen, um die Ausbreitung radioaktiver Stoffe über den Boden und das Grundwasser außerhalb des Standorts zu begrenzen. EDF wird die möglichen Maßnahmen festlegen, die im Hinblick auf die Sicherheitsrisiken und den damit verbundenen Zeitplan zu ergreifen sind.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNXX0721 „Zuverlässigkeitssteigerung der Steuerung der Druckventile“,
- PNXX0746 „Erkennung von Behälterdurchbrüchen und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei hohen Temperaturen“,
- PNPP0631 „Verstärkung der Bullaugen der Schleusen des Reaktorgebäudes“,
- PNPP0666 „Notstromdiesel“,
- PNPP0870 „Verstärkung der Widerstandsfähigkeit der Kompressions- und Filteranlage des Behälters bei Erdbeben der Stärke SMHV“,
- PNPP0972 „EAS-ND – Mobile Kältequelle – Errichtung von Befestigungspfosten für die Pumpengruppen der Kältequelle Noyau Dur“,
- PNRL0844 „Spezifische Gestaltung des Standorts für die ultimative Kältequelle: Zufahrtsrampe zur Kältequelle“

wurden vollständig im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE0068 „Einrichtung einer Stromverteilung Noyau Dur“,
- PNPE0073 „Einrichtung einer Hardcore-Steuerung für vorhandene Anlagen“,
- PNPP0541 „Einrichtung eines Systems zur Sammlung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze“,
- PNPP0595 „Ersatz der SEBIM-Ventilköpfe“,
- PNPP0811 „Einführung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspritzung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP0976 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,

werden derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 noch nicht abgeschlossen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung PNPE0387 „Einrichtung einer Corium-Ausbreitungserkennung im RIC-Raum (Kerninstrumentierung)“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE0362 „Einrichtung von festen Einleitungs- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude und mobiler Ersatzvorrichtung für EAS-ND – Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementlager in das Reaktorgebäude“,
- PNPE0386 „Einrichtung einer Messstelle für den Sumpf im Reaktorgebäude“,

- PNPE0460 „Verstärkung der Wände zwischen dem Raum für die interne Instrumentierung des Reaktorkerns (RIC) und dem Sumpfbereich am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes“,
- PNPE0449 „Studie zu einem Modul zur Aufbereitung kontaminierten Wassers: mobile Wasseraufbereitungsmodule“,

werden im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4-RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Die Änderung PNPE0377 „Verstärkung der Widerstandsfähigkeit des Kompressions- und Filtersystems des Behälters U5 bei Erdbeben der Stufe SMS“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, die spätestens in der Phase „Ergänzungen“ vorgesehen ist.

4.2.3 Reduzierung der radiologischen Folgen

Generischer Teil Lager

❖ Vorgehensweise

Bei einem Unfall mit Kernschmelze hat die Aufrechterhaltung der Eindämmung Vorrang, um die Freisetzung in die Umwelt zu begrenzen. Szenarien ohne unkontrollierten Verlust der Eindämmung sind Gegenstand von Berechnungen der radiologischen Folgen.

Die radiologischen Folgen von Unfällen mit Kernschmelze werden anhand eines Referenzquellterms bewertet. Dieser Referenzquellterm ist ein Entkopplungsquellterm, der die Freisetzungen in die Umwelt für diese Situationen umfasst. Die wichtigsten Annahmen werden in den folgenden Abschnitten aufgeführt.

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 von Radionukliden im Sicherheitsbehälter verläuft in drei verschiedenen Phasen: der Freisetzungsphase im Behälter, der Freisetzungsphase durch Corium-Beton-Wechselwirkung (ICB) und der Phase der späten Freisetzung im Behälter. Mit jeder dieser Phasen sind Freisetzungsraten verbunden, die vom jeweiligen Spaltprodukt abhängen. Durch die Aufrechterhaltung eines basischen pH-Werts in den Sickerwasserbecken des Sicherheitsbehälters kann die Freisetzung von flüchtigen radioaktiven Ioden vernachlässigt werden. Im Anschluss an die Untersuchung im Rahmen der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) zu Unfällen mit Kernschmelze, die am 27. und 28. März 2019 stattfand, und in Anwendung der Vorschrift [CR-B], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 eine Bestimmung um, die darin besteht, wasserlösliche alkalische Verbindungen (PNPE0410) am Boden der Auffangbecken zu installieren.

Die Bewertung der in die Atmosphäre freigesetzten Aktivitäten und der damit verbundenen radiologischen Folgen erfolgt:

- im Zustand vor RP4 900 unter Berücksichtigung einer Inbetriebnahme der Dekompressions- und Filtervorrichtung des Behälters 24 Stunden nach Eintritt des Unfalls mit Kernschmelze. Nachteilig für die Berechnung der radiologischen Folgen ist, dass der Metallvorfilter der Dekompressions- und Filtervorrichtung des Behälters nicht berücksichtigt wird;
- im Zustand RP4 900 ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Behälters. Durch die Umsetzung der Bestimmung EAS-ND (PNPP0811) mit einem Wärmetauscher, der über eine unabhängige Kältequelle (SF-ND) verfügt, kann die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Behälters vermieden werden.

❖ Bewertung der Dosen 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 Windrichtung des betroffenen Reaktors befindet. Die effektive Dosis durch Bestrahlung und Inhalation in der Wolke und die äquivalente Dosis für die Schilddrüse durch Inhalation werden anhand der Ausbreitung der in die Atmosphäre freigesetzten Aktivität und der Dosisumrechnungsfaktoren bewertet. Der Vergleich der Dosen für die Bevölkerung im Zustand vor RP4 900 und im Zustand RP4 900 ermöglicht eine Bewertung der Vorteile, die sich aus den für RP4 900 umgesetzten Änderungen ergeben.

Die durch die Umsetzung der Bestimmung EAS-ND erzielten Strahlendosen für die Bevölkerung zeigen, dass keine Gegenmassnahmen über 5 km für die Evakuierung und über 10 km für die Einnahme von stabilem Jod erforderlich sind.

Der Vergleich mit dem Zustand ohne Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung zeigt, dass diese Änderung eine erhebliche Begrenzung der radiologischen Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze ermöglicht.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0811 „Einführung eines EAS-ND-Systems zur Wasserinjektion in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“ wird derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des⁴RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung PNPE0410 „Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sickerwasserauffangbecken des Reaktorgebäudes“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey spätestens Ende April 2029 umgesetzt.

4.2.4 EPS in Bezug auf Situationen mit Kernschmelze (EPS N2)

Allgemeiner Teil Lager

Im Rahmen des⁴ RP 900 hat EDF eine Reihe von sogenannten Level-2-Probabilistischen Sicherheitsanalysen durchgeführt, in die die Ergebnisse der Level-2-Probabilistischen Sicherheitsanalysen einfließen, die im Rahmen des³ RP für die Leistungsstufen 900 MWe und anschließend 1300 MWe entwickelt wurden.

Ziel dieser Studien ist es, das Risiko von Freisetzungen zu bewerten und das Sicherheitsniveau der Anlage zu bestimmen. Darüber hinaus hat sich EDF zum Ziel gesetzt, die Häufigkeit von Szenarien zu reduzieren, die insbesondere zu frühzeitigen und erheblichen Freisetzungen oder zum Durchbrechen der Fundamentplatte führen.

Die EPS der Stufe 2 basiert auf den im EPS-Modell der Stufe 1 entwickelten Szenarien. Die Methodik wurde aus dem 3-RP 1300 übernommen, dessen Eingabedaten nachstehend aufgeführt sind:

- Bewertung der Widerstandsfähigkeit des Behälters: Die Untersuchung des Verhaltens des Sicherheitsbehälters unter Bedingungen, die über die Auslegungsbedingungen hinausgehen, 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 Versagensarten des Sicherheitsbehälters zu charakterisieren, um eine probabilistische Verteilung der Widerstandsfähigkeit des Behälters zu erstellen (Fragilitätskurve) zu erstellen.

- Phänomenologie „Unfall mit Kernschmelze“: Angesichts ihres Ziels, das Risiko von Freisetzen unter dem doppelten Aspekt Häufigkeit/Ausmaß zu bewerten, modelliert die EPS der Stufe 2 die verschiedenen möglichen Arten des Verlusts der Sicherheitshülle. Unter diesen 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 deterministischen Studien ermittelt wurden, sowie auf Ergebnisse, die mit speziellen Berechnungscodes erzielt wurden.
- Menschlicher Faktor: Mit Ausnahme einiger Maßnahmen, die für das Verhalten bei Zwischenfällen und Unfällen vorgeschrieben sind, basieren die modellierten Aufgaben hauptsächlich auf dem Verhalten bei Unfällen mit Kernschmelze. Die probabilistische Bewertung des menschlichen Faktors erfolgt anhand einer Quantifizierungsmethode, mit der die Besonderheiten der verschiedenen in Krisensituationen anzutreffenden Führungssysteme (Führungsteam, dann lokales Krisenteam und schließlich nationales Krisenteam) und die für die Durchführung der Maßnahme verfügbaren Zeiträume berücksichtigt werden können.
- Zuverlässigkeit der Systeme, die zur Begrenzung der Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze bewertet wurden.

Jede Funktionssequenz führt zu einer Konsequenz, die als „*Freisetzungskategorie*“ bezeichnet wird. Diese Freisetzungskategorien ermöglichen es, Unfallszenarien zu gruppieren, die hinsichtlich der Freisetzen als vergleichbar angesehen werden:

- „Luftweg“-Freisetzen:
 - R1: Frühe und erhebliche Freisetzen; hierbei handelt es sich um alle Sequenzen mit einem deutlichen Bruch oder Bypass des Behälters vor Ablauf von 24 Stunden (β -Modus), einem durch Unfälle mit Kernschmelze (einschließlich induzierter RTGV) verursachten Behälterbruch, heterogenen Verdünnungen mit schneller Kritikalitätsstransiente und Schmelzen mit Bypass. Diese Kategorie umfasst auch Freisetzen im Falle der Freilegung einer oder mehrerer Brennelemente im BK, was das von EDF festgelegte Entkopplungskriterium hinsichtlich des Risikos massiver Freisetzen für den BK ist.
 - R2: ungefilterte späte Ableitungen; hierbei handelt es sich um Sequenzen, bei denen die Kammer nach 24 Stunden aufgrund einer langsamen Druckbeaufschlagung beschädigt wurde (Fehlgeschlagene Öffnung oder Ausfall der Dekompressions- und Filtervorrichtung der Kammer).
 - R3: gefilterte späte Freisetzen; hierbei handelt es sich um Sequenzen mit Einsatz der Dekompressions- und Filtervorrichtung der Kammer,
 - R4: Begrenzte Freisetzen bei intakter Eindämmung.
 - RD: Freisetzen vom Typ „Auslegung“ (Freisetzen von Bedeutung und mit einer Kinetik, die mit Auslegungsunfällen oder Unfällen aus dem ergänzenden Bereich übereinstimmen).

Es handelt sich um Freisetzen über die Luft durch den normalen Teil des Behälters.

- Freisetzen „auf dem Wasserweg“:
 - RP: durchbohrte Fundamentplatte; hierbei handelt es sich um alle Sequenzen mit Verlagerung des Kerns in einen Behälter, was zum Durchbohren des Behälters und schließlich der Fundamentplatte führt,
 - RI: integrierte Bodenplatte; dabei handelt es sich um alle Sequenzen ohne Durchbohrung der

Bodenplatte. Um die Ziele zu erreichen, wird besonderes Augenmerk auf die Ableitungen R1 und RP gelegt.

Die Ergebnisse der Untersuchung des ^{dritten} RP 1300 werden berücksichtigt und gemäß den von EDF ergriffenen Maßnahmen integriert. Die wesentlichen methodischen Weiterentwicklungen im Vergleich zum ^{dritten} RP der 1300-MWe-Stufe betreffen folgende Themen:

- H₂-Verbrennung (oder CO): Konsolidierung durch Sensitivitätsstudien zum Verbrennungsrisiko im Sicherheitsbehälter, einschließlich während der Phase der Kernschmelze außerhalb des Behälters,

- Risiko einer induzierten RTGV und induzierten Rupture Branche Chaude: Verbesserung der in der EPS 3^{ème} RP 1300 verwendeten Methodik
- Anheben des Behälters: Das Risiko einer Umgehung des Sicherheitsbehälters an den Durchführungen des Behälters infolge eines möglichen Anhebens des Behälters wurde in Übereinstimmung mit den Studien zum EPR von Flamanville 3 berücksichtigt.
- Corium-Beton-Wechselwirkung (ICB): Weiterentwicklung der Modellierung nach den letzten Tests,
- Ableitungen aus Auslegungsstörfällen: Es wird eine Zusammenfassung von Ableitungskategorien eingeführt, um die Szenarien der Auslegungsstörfälle und des ergänzenden Bereichs zu behandeln.

EPS N2 „Interne Ereignisse“

Diese EPS bewertet die Art und das Risiko radioaktiver Freisetzungen aus Abläufen, die in der EPS der Stufe 1 „Interne Ereignisse“ als zu einer Beschädigung des Brennstoffs führend eingestuft werden, sowie aus Bypass-Abläufen ohne Kernschmelze.

Frühzeitige Freisetzungen (R1)

Die Häufigkeit vorzeitiger Abschaltungen wurde um den Faktor 2 reduziert. Diese Verbesserung ist im Wesentlichen auf die Rückspeisung der elektrischen Isolationsventile (PNPE0073 und PNPE0068) durch das DUS zurückzuführen, wodurch die Sicherheit der Eindämmung bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung verbessert wird. Das Risiko einer vorzeitigen Freisetzung liegt bei etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor, was weniger als 10 % des Risikos einer Kernschmelze im EPS-Innenbereich N1 4^{ème} RP 900 entspricht und das Risiko einer vorzeitigen und erheblichen Freisetzung äußerst unwahrscheinlich macht.

Durchbohrter Unterbau (RP)

Die jährliche Häufigkeit des Durchbruchs der Bodenplatte, die auf etwa 10^{-6} / Jahr geschätzt wird. Reaktor am Ende des 3^{RP} 900, wurde während des 4^{RP} 900 dank der Maßnahmen zur Trockenverteilung und Wiederbefüllung des Coriums (PNPP0976) in Verbindung mit der Einrichtung des EAS-ND-Systems (PNPP0811) und der Source Froide Noyau Dur (Kaltquelle mit hartem Kern), die insbesondere die langfristige Kühlung des Coriums ermöglicht, reduziert. Diese materiellen Vorkehrungen und, für die schnellsten Übergangsphasen, ein auf die Messung der Behälterdurchbrechung abgestimmtes Verfahren zur Corium-Wiederauffüllung ermöglichen die Stabilisierung des Coriums auf dem Fundament und die Ableitung der Restleistung aus dem Behälter. Die Wahrscheinlichkeit eines Durchbruchs der Bodenplatte wird auf eine Häufigkeit von etwa 10^{-7} / Jahr reduziert, was dem Ziel entspricht, dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

EPS N2 „Aggressionen“

❖ Allgemeiner Ansatz

Die wichtigsten Aggressionen wurden modelliert, was eine Premiere für den Park darstellt und EDF auf den neuesten Stand der Technik in Bezug auf Brand-, interne Überschwemmungs- und Erdbebenaggressionen bringt.

Zunächst werden die auf eine Störung folgenden Schmelzsequenzen mit ähnlicher Unfalltypologie (Ausgangszustand des Kessels, Auslöser, Szenario, das zur Kernschmelze führt) in „Störfälle der Anlage“ (EDI) zusammengefasst, denen ein Szenario namens „Unfall mit Kernschmelze“ zugeordnet ist.

Jedes Szenario „Unfall mit Kernschmelze“ berücksichtigt die Maßnahmen zur Schadensbegrenzung, die verschiedenen Phänomene eines Unfalls mit Kernschmelze, die durch den Zustand des Kerns ausgelöst werden können, und die verschiedenen möglichen Arten des 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 (Brand, interne Überschwemmung, Erdbeben), die zur Kernschmelze führt, auf die Zielmaterialien, die zur Minderung des Unfalls mit Kernschmelze und zur Begrenzung der radioaktiven Freisetzungen beitragen, charakterisiert und auf die gleiche Weise modelliert wie für die betrachtete EPS-Aggression N1 (Brand, interne Überschwemmung, Erdbeben).

Anschließend wird eine Quantifizierung des Risikos radioaktiver Freisetzungen infolge der untersuchten Störsituation vorgenommen, indem die Folgen der Unfallszenarien nach Freisetzungskategorien gruppiert werden, wobei derselbe Ansatz wie für die EPS Interne Ereignisse N2 verwendet wird.

❖ EPS Brand N2

Die Ergebnisse der Brand-EPS N2 zeigen, dass der Brandausbruch keinen wesentlichen Einfluss auf die bei der Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze eingesetzten Materialien hat, da die Verteilung der verschiedenen untersuchten Freisetzungsrissen in der Größenordnung der EPS Interne Ereignisse N2 liegt.

Kurzfristig wird die Eindämmung durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet und verhindert in den meisten Fällen eine Freisetzung der Kategorie R1. Durch die Druckentlastung des Behälters mittels der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung bleibt dessen Integrität langfristig erhalten und ein gutes Maß an Eindämmung der Spaltprodukte gewährleistet. Die Möglichkeit, das Corium durch die Anwendung der EAS-ND-Maßnahme zusätzlich zur Kühlung durch das EAS zu verflüssigen, verringert das Risiko eines Durchbruchs der Bodenplatte durch das Corium.

Im Anschluss an die im Rahmen des GP EPS durchgeführte Untersuchung:

- In Anwendung der Vorschrift [AG-C-I], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900 herausgegeben wurde, schützt EDF die Komponenten der Messkette vor internen Einwirkungen.
„breiten Bereich“ des Drucks im Sicherheitsbehälter, der sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitsbereichs B befindet (TCDI0083).
- Um die Verfügbarkeit des EAS-ND zu erhöhen, ist eine APE-Verhaltensanweisung vorgesehen, die das Öffnen der Ventile vor Ort vorschreibt, um das EAS-ND-System bei einem Ausfall der Stromversorgung in Betrieb zu nehmen.

Frühzeitige Ableitungen (R1)

Die Hauptursachen für das Risiko von R1-Freisetzungen sind Brandszenarien im Elektrischen Gebäude, wenn der Reaktor in Betrieb ist. In bestimmten Situationen könnte ein Brand im Elektrischen Gebäude zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. In dieser Situation ermöglichen jedoch die Redundanz der Isolierungsvorrichtungen der Umhüllungsdurchführungen und die Aufgabe, die Umhüllungsabsperrentile lokal zu schließen, wenn sie nicht vom Brand betroffen sind, ein Restrisiko für Freisetzungen der Stufe R1 in der Größenordnung von 10^{-7} / Jahr.Reaktor.

Durchbohrter Fundamentblock (RP)

Die Hauptursachen für das Risiko von RP-Freisetzungen sind Brandszenarien im Elektrischen Gebäude, wenn der Reaktor unter Vollast läuft.

RP-Freisetzungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit einer Nichtverfügbarkeit des EAS infolge des durch den Brand verursachten Ausfalls eines EAS-Kanals und des intrinsischen Ausfalls des anderen Kanals.

Durch die Umsetzung der Maßnahmen zur Stabilisierung des Coriums und des EAS-ND kann jedoch ein RP-Risiko in der Größenordnung von 10^{-6} / Jahr.Reaktor erreicht werden.

❖ EPS interne Überflutung N2

Die Ergebnisse der EPS-Interne Überflutung N2 zeigen, dass die interne Überflutung keinen wesentlichen Einfluss auf die Materialien hat, die bei der Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze zum Einsatz kommen: Die Verteilung der verschiedenen untersuchten Freisetzungen entspricht in etwa den Größenordnungen der EPS-Interne Ereignisse der Stufe 2. Kurzfristig wird die Eindämmung durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet, wodurch in den allermeisten Fällen Freisetzungen der Stufe R1 vermieden werden können. Durch die Druckentlastung des Behälters mittels der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung kann dessen Integrität langfristig aufrechterhalten und ein gutes Maß an Eindämmung der Spaltprodukte gewährleistet werden.

Die Möglichkeit, das Corium durch die Umsetzung von Maßnahmen zur Stabilisierung des Coriums und EAS-ND zusätzlich zur Kühlung durch EAS zu verdichten, verringert das Risiko eines Durchbruchs der Bodenplatte durch das Corium.

Im Anschluss an die im Rahmen des GP EPS durchgeführte Untersuchung schützt EDF gemäß der von der ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase 4RP 900, schützt EDF die Komponenten der Messkette „breiter Bereich“ für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen der Sicherheitsstrecke B (TCDI0083) befinden, vor internen Einwirkungen.

Frühzeitige Ableitungen (R1)

Bei Reaktorleistungszuständen sind die Hauptursachen für das Risiko von Freisetzungen R1 auf Szenarien einer internen Überflutung des Elektrikkontrollgebäudes zurückzuführen. In bestimmten Situationen kann eine Überflutung des Elektrikkontrollgebäudes zu einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung (H3) des Blocks führen. In dieser Situation wird jedoch die lokale Schließung der Isolationsventile des Sicherheitsbehälters durch die Überschwemmung nicht beeinträchtigt, wodurch das Risiko von Freisetzungen der Stufe R1 deutlich verringert wird.

Im Stillstand wird das Risiko von R1-Freisetzungen hauptsächlich durch das Versagen des Wiederverschlusses der Materialzugangsabdeckung verursacht, das unabhängig von der Überflutung des Blocks ist.

Das Risiko von Freisetzungen der Stufe R1 wird auf etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor geschätzt.

Durchbrochene Fundamentplatte (RP)

Die Hauptursachen für das Risiko von RP-Freisetzungen sind Szenarien einer internen Überschwemmung im Elektrischen Gebäude, wenn der Reaktor in Betrieb ist.

Die RP-Ableitungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit einer durch die Überschwemmung verursachten Nichtverfügbarkeit des EAS. Die Umsetzung der Maßnahmen zur Stabilisierung des Coriums und des EAS-ND sowie die Installation von Bodensiphons in sensiblen Elektroräumen (Änderung „Schutz vor internen Überschwemmungen – Einrichtung von Bodensiphons im Raum LHA “ PNPE0163 in den Blöcken 3 und 5 der Stufe CP0-BUGEY, um Überschwemmungen aufgrund eines Bruchs im JPL-Brandschutzkreislauf im Raum der LHA-Schalttafel im 4. Stock des Elektrizitätsgebäudes zu verhindern; nicht erforderlich in den Blöcken 2 und 4 aufgrund ihrer unterschiedlichen Installation) ermöglichen es, das Risiko von RP-Freisetzungen zu reduzieren.

Das Risiko eines Durchbruchs der RP-Fundamentplatte liegt bei etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

❖ EPS Erdbeben N2

Das Erdbeben wirkt sich gleichzeitig auf die gesamte Anlage und die Strukturen aus.

Frühzeitige Freisetzungen (R1)

Bei Erdbebenstärken, die weit über die Sicherheitsstandards bis hin zur SND-Stufe hinausgehen, besteht das Risiko von Freisetzungen der Stufe R1 aufgrund von Szenarien, in denen die externe Stromversorgung durch das Erdbeben ausfällt und gleichzeitig die Notstromversorgung aufgrund interner oder seismischer Ursachen ausfällt. Der harte Kern und die manuelle Isolierung des Behälters gewährleisten jedoch die Eindämmung.

Durchbohrte Fundamentplatte (RP)

Bei Erdbebenstärken, die weit über die Sicherheitsstandards bis hin zum SND hinausgehen, besteht das Risiko einer RP-Freisetzung aufgrund von Szenarien, in denen die externe Stromversorgung durch das Erdbeben ausfällt und gleichzeitig die Notstromversorgung aufgrund interner oder seismischer Ursachen versagt. Der Hartkern und die passive Corium-Verteilungsvorrichtung sowie deren erneute Befüllung verhindern ein Durchbrechen der Bodenplatte.

Unter Berücksichtigung eines Erdbebenintensitätsbereichs mit Wiederkehrperioden von bis zu 150.000 Jahren bewertet die EPS Séisme N2 von Bugey:

- Das Risiko einer vorzeitigen Freisetzung *in die Luft* (R1) infolge einer Kernschmelze nach einem Erdbeben in einem repräsentativen Block von Bugey bei etwa 10^{-6} / Jahr.Reaktor,
- Das Risiko von Freisetzungen „*über den Wasserweg*“ (RP) nach einem Erdbeben in einem repräsentativen Block des Bugey-Kraftwerks liegt bei etwa 10^{-6} / Jahr.Reaktor.

Die Kernbestimmungen, die sich aus den technischen Vorschriften der ASN von 2012 und 2014 ergeben (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) zur Prävention und Minderung von Kernschmelzen ermöglichen eine erhebliche Begrenzung der Risiken signifikanter Freisetzungen in *die Luft* und *ins Wasser* bei Erdbebenstärken, die deutlich über den bei der Auslegung berücksichtigten Risiken liegen (in der Größenordnung des SND-Erdbebens).

Das Risiko von Freisetzungen über die Luft, das durch seismische Beschleunigungen gleich oder unterhalb des SND verursacht wird, macht weniger als 10 % des Gesamtrisikos aus, und das Risiko von Freisetzungen über das Wasser, das durch diese Werte verursacht wird, macht weniger als 7 % des Gesamtrisikos aus.

Der Beitrag von Erdbeben oberhalb der SND ist daher für dieses Risiko ausschlaggebend. Bei Erdbebenstärken, die weit über der SND liegen, ergibt sich das Risiko von Freisetzungen direkt aus der Häufigkeit des Erdbebenrisikos, da es unmöglich ist, Maßnahmen zur Verhinderung oder Eindämmung einer Kernschmelze zu ergreifen. Da die Methoden darauf abzielen, eine Rahmenschätzung der Eintrittswahrscheinlichkeit dieser Erdbeben zu gewährleisten, ist das Gewicht dieser Erdbeben repräsentativ für die Grenzen der Methoden, die zur Bewertung der Wahrscheinlichkeit dieser Phänomene in Ländern mit geringer Erdbebenaktivität wie Frankreich eingesetzt werden, und nicht für das mit diesen Erdbeben verbundene Risiko.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Die Umsetzung der Änderung PNPE0163 „Schutz vor internen Überschwemmungen – Einbau von Bodensiphons im LHA-Raum“ ist bei den ungeraden Blöcken des Standorts erforderlich (asymmetrische Installation bei den Blockpaaren). Sie ist daher in Block 3 erforderlich.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE0163 „Interner Hochwasserschutz – Einbau von Bodensiphons im Raum LHA“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE0068 „Einführung einer Hardcore-Stromverteilung“,
- PNPE0073 „Einrichtung einer Hardcore-Steuerung für die vorhandenen Anlagen“,
- PNPP0811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP0976 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,

werden derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 abgeschlossen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung TCDI0083 „Schutz der Komponenten der Messkette „großer Bereich“ des Drucks im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten Elektroräumen der Sicherheitsstrecke B befinden“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4-RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

4.3 FAZIT

Im Bereich der Unfallsituationen mit Kernschmelze verfolgt EDF einen Ansatz, der deterministische Studien (bis hin zur Berechnung der radiologischen Folgen) und probabilistische Studien (Bewertung der Freisetzungsrissen) umfasst, um sich zu den Sicherheitsverbesserungen zu positionieren, die zur Erreichung der Überprüfungsziele erforderlich sind.

So ergänzen im Rahmen des 4-RP 900 die folgenden Bestimmungen die bestehenden Bestimmungen:

- die Bestimmung EAS-ND, die die Kühlung des Coriums im Behälter oder außerhalb des Behälters und die Ableitung der Restleistung aus dem BR ohne Öffnung der Dekompressions- und Filtervorrichtung des Behälters gewährleistet,
- die Stabilisierung des Coriums durch Trockenverteilung auf der Bodenplatte des BR und anschließende Wiederbefüllung, wodurch das Risiko eines Verlusts der Eindämmung durch Durchbrechen der Bodenplatte verringert wird,
- das Auffangen von Leckagen aus den empfindlichsten Bauteilen des EAS-ND-Kreislaufs, wodurch die Eindämmung bei einem Unfall mit Kernschmelze verbessert wird,
- die Verstärkung der Bullaugen der Schleusen des BR, wodurch die Eindämmung des Behälters bei einem Unfall mit Kernschmelze verbessert wird.

Diese Änderungen führen somit zu einer deutlichen Verringerung der Strahlenbelastung der Bevölkerung.

Ergänzend dazu setzt EDF in Anwendung der von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-D] folgende Maßnahmen um:

- Rückführung der in den Sumpfbeckern des BK vorhandenen Abwässer in den BR, wodurch die Ausbreitung möglicher Flüssigkeitslecks reduziert wird,
- die Einrichtung zur Dekontamination des BR-Wassers, wodurch die Auswirkungen möglicher Flüssigkeitsleckagen verringert werden können.

Aus probabilistischer Sicht machen die im Rahmen des 4-RP 900 getroffenen Vorkehrungen frühzeitige und erhebliche Freisetzungen nach einer Kernschmelze für interne Ereignisse (EPS) äußerst unwahrscheinlich.

Schließlich hat EDF im Rahmen des 4-RP 900 eine Reihe von sogenannten Level-2-EPS-Studien für Aggressionen durchgeführt, die den höchsten internationalen Standards in diesem Bereich entsprechen.

ABSCHNITT 5: BEHERRSCHUNG KONVENTIONELLER RISIKEN

5	BEHERRSCHUNG KONVENTIONELLER RISIKEN	213
5.1	ZIEL	213
5.2	REAKTION AUF DAS ZIEL	213
5.3	FAZIT	216

5 RISIKOKONTROLLE KONVENTIONELLE

5.1 ZIEL

Ziel: Beherrschung der Risiken konventioneller Unfälle

Der geänderte Erlass vom 7. Februar 2012, bekannt als „*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 kann⁵. Diese müssen durch die Beherrschung der folgenden Sicherheitsfunktionen kontrolliert werden:

- Eindämmung gefährlicher und radioaktiver Stoffe,
- Schutz von Personen und Umwelt vor toxischen Auswirkungen, Überdruck, thermischen Auswirkungen und Auswirkungen durch Einschläge von Projektilen.

5.2 ANTWORT AUF DAS ZIEL

Allgemeiner Teil Lager

Im Rahmen eines den Herausforderungen angemessenen Ansatzes wird die Risikoanalyse an die potenziellen Gefahren der Anlage angepasst. Sie stützt sich im Wesentlichen auf die Methoden und Praktiken von ICPE-Anlagen und umfasst die folgenden Hauptschritte:

- Beschreibung und Charakterisierung des Standorts und seiner Umgebung,
- Identifizierung und Charakterisierung der potenziellen Gefahren,
- eine Analyse der gewonnenen Erfahrungen,
- eine Risikobewertung.

Diese Risikobewertung erfolgt in drei Schritten:

❖ Schritt 1: Vorläufige Risikoanalyse

Zuvor wurden die potenziellen Gefahren anhand ihrer möglichen Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen identifiziert und charakterisiert: thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen über Luft/Wasser, Überdruckauswirkungen, geringfügige radiologische Auswirkungen, Auswirkungen durch Einschläge von Projektilen sowie mögliche Dominoeffekte.

Auf der Grundlage dieser Bestandsaufnahme der Gefahrenpotenziale ermöglicht die vorläufige Risikoanalyse die Ermittlung von Unfall-Szenarien, die Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen haben könnten.

Neben der Ermittlung potenzieller Unfallszenarien ermöglicht die vorläufige Risikoanalyse die Ermittlung verschiedener Maßnahmen zur Beherrschung konventioneller Risiken.

⁵ Unfälle mit geringfügigen radiologischen Folgen können bestimmte konventionelle Anlagen betreffen.

❖ Schritt 2: Charakterisierung der Intensität der Auswirkungen

Schritt 2 wird für die Unfallszenarien durchgeführt, die nach der vorläufigen Risikoanalyse ausgewählt wurden.

Für die Auswirkungen in der Luft im Zusammenhang mit konventionellen Risiken:

Die Auswirkungen der gefährlichen Phänomene werden deterministisch und realistisch untersucht. Anhand der Charakterisierung der Intensität dieser Auswirkungen lässt sich feststellen, ob eine eingehende Risikoanalyse gemäß Schritt 3 erforderlich ist oder nicht.

Bei nicht radiologischen Auswirkungen über die Luft wird die Intensität der Auswirkungen anhand der Referenzwerte in Anhang II des Erlasses vom 29. September 2005 gemäß den Bestimmungen von Artikel II 3.7 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 Anlagen des Standorts in unmittelbarer Nähe berücksichtigt.

Was die geringen radiologischen Auswirkungen über die Luft betrifft, so wird ihre Vertretbarkeit gegenüber den zu schützenden Interessen durch die Analyse der radiologischen Folgen von Auslegungsstörfällen und Unfällen nachgewiesen.

Da die Referenzwerte für nicht radiologische Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen nicht überschritten werden, wird das untersuchte Unfallszenario über die Luft als beherrscht angesehen. Andernfalls wird eine eingehende Risikoanalyse durchgeführt.

Für die Auswirkungen über den Wasserweg im Zusammenhang mit konventionellen Risiken gilt Folgendes:

Bei toxischen oder geringfügig radiologischen Auswirkungen auf die Umwelt über den Wassertransport wird mangels quantitativer Referenzschwellenwerte die potenzielle Schwere der Folgen für die Umwelt über den Wassertransport qualitativ bewertet. Die Risikokontrolle wird in diesem Fall durch die Einrichtung geeigneter passiver Rückhaltesysteme nachgewiesen. Diese Vorrichtungen bilden die letzte Barriere für den Schutz der Umwelt und werden daher als wichtige Elemente für den Schutz der Interessen (EIP) definiert. Ein den Herausforderungen angemessener Ansatz, der auf der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen basiert, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, „die aus ökologischer Sicht Aufmerksamkeit verdienen“. Für diese Stoffe werden die EIP auf aktive Ausrüstungen ausgeweitet, die zur Flüssigkeitsrückhaltung beitragen. Andererseits stellen auch die Absperrvorrichtungen im Regenwassernetz SEO als letzte Rückhaltevorrichtungen vor der Freisetzung in die Umwelt wichtige Elemente für den Schutz von Interessen dar.

❖ Schritt 3: Eingehende Risikoanalyse

Für jedes konventionelle Unfallszenario, das potenziell nicht-radiologische Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen haben könnte, wird eine eingehende Risikoanalyse durchgeführt. Diese dient dazu, die Wahrscheinlichkeit des Eintretens 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 Gebiet unter Berücksichtigung der Kinetik des Phänomens.

Je nach Wahrscheinlichkeit und Schweregrad werden die Unfallszenarien anschließend in die für ICPE verwendete Risikohierarchie-Tabelle eingeordnet. Diese Tabelle umfasst drei Bereiche:

- einen Bereich mit hohem Risiko, den roten Bereich, in dem das Risiko als inakzeptabel angesehen wird. In diesem Fall müssen Maßnahmen zur Verringerung des Risikos ergriffen werden.

- eine Zone mit mittlerem Risiko, die orangefarbene Zone, in der das Risiko tolerierbar ist, aber Verbesserungsmaßnahmen in Betracht gezogen werden sollten, um unter wirtschaftlich akzeptablen Bedingungen ein so niedriges Risikoniveau wie unter Berücksichtigung des Stands der Kenntnisse, der Praktiken und der Anfälligkeit der Umgebung der Anlage vernünftigerweise möglich zu erreichen,
- eine Zone mit geringerem Risiko, die grüne Zone, in der das Risiko in seinem derzeitigen Zustand akzeptabel ist.

Die Analyse wird iterativ mit Schritt 2 anhand eines oder mehrerer der folgenden drei Hebel durchgeführt, bis die Akzeptanz des Risikos nachgewiesen ist:

- Risikominderung an der Quelle,
- Verfeinerung des Szenarios,
- Identifizierung und Bewertung von Risikokontrollmaßnahmen (Prävention, Überwachung, Minderung) zur Verringerung des Auftretens und/oder der Folgen des Unfallszenarios.

Die beiden letzten Hebel beziehen alle plausiblen Auslöser mit ein. Dazu gehören insbesondere interne Angriffe, externe Angriffe und plausible Kumulationen.

Unter den potenziell identifizierten Risikokontrollmaßnahmen stellen diejenigen, die für den Nachweis der Sicherheit unbedingt erforderlich sind, wichtige Elemente und Aktivitäten für den Schutz der Interessen (EIP und AIP) dar. Die mit diesen Maßnahmen verbundenen Funktionen dürfen durch die Auslöser und Auswirkungen der ausgewählten Szenarien nicht beeinträchtigt werden. Die Anforderungen, denen EIP und AIP genügen müssen, sind somit definiert.

❖ Zusammenfassung der Studien

Unter Anwendung des oben beschriebenen Ansatzes hat die bisher für das Kernkraftwerk Bugey durchgeführte Studie zu folgenden Schlussfolgerungen geführt:

- In Bezug auf Risiken aus der Luft:

Ein Szenario mit einem Großbrand in einem Lagerbereich für Verpackungen in der Anlage zur Behandlung und Lagerung pathogener Abfälle stellt gemäß der Risikohierarchie ein tolerierbares Risiko dar.

Die betrachteten Unfallszenarien haben, mit Ausnahme des oben genannten Falls, keine nicht-radiologischen Auswirkungen über die Grenzen des Standorts hinaus, und die geringen radiologischen Auswirkungen über die Luft sind für die zu schützenden Interessen akzeptabel.

Die angenommenen Unfallszenarien erfordern keine Funktionsoptimierung, um den Schutz der Interessen zu gewährleisten. Es wurden keine AIP oder EIPr „Luftweg“ identifiziert.

Was die für den Reaktorblock und die Pumpstation vorgesehenen nicht-radiologischen Unfallszenarien angeht, lassen die zur Beherrschung des Strahlenrisikos getroffenen Vorkehrungen den Schluss zu, dass über die Grenzen des Standorts hinaus keine Auswirkungen hinsichtlich der konventionellen Risiken zu erwarten sind.

- In Bezug auf Risiken durch Flüssigkeiten: Um sich vor unbeabsichtigten Freisetzungen gefährlicher oder schwach radioaktiver Flüssigkeiten in die Umwelt zu schützen, wird die Eindämmung der ausgetretenen Flüssigkeiten sichergestellt, wodurch die Risikokontrolle gewährleistet ist. Die Vorrichtungen, die diese Eindämmung gewährleisten, sind EIPr „Wasserweg“.

Die konventionellen Risiken, die das Kernkraftwerk Bugey für die zu schützenden Interessen darstellt, sind unter Kontrolle.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf. [Bilanz zum](#)

Zustand des Blocks

Zu diesem Thema gibt es keine Änderungen für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey.

5.3 FAZIT

Die konventionellen Risiken, die das Kernkraftwerk Bugey für die zu schützenden Interessen darstellt, sind unter Kontrolle. Die Elemente, die zum Nachweis des Schutzes der Interessen gegenüber konventionellen Risiken beitragen sind Gegenstand des EIP-Status ab dem 4-RP 900.

ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSTUDIEN

6	ÜBERGREIFENDE STUDIEN	219
6.1	SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH)	219
6.1.1	VORSTELLUNG DES ANSATZES	219
6.1.2	UMSETZUNG IM RAHMEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG	219
6.1.3	SCHLUSSFOLGERUNG	221
6.2	TESTS DER ANLAGE	221
6.2.1	ALLGEMEINES	221
6.2.2	VORGEHEN BEI DEN PRÜFUNGEN	222
6.2.2.1	NEUKLASSIFIZIERUNGSTESTS	222
6.2.2.2	SPEZIFISCHE ZEHNJÄHRIGE PRÜFUNGEN	223
6.2.2.3	REGELMÄSSIGE ZEHNJAHRESPRÜFUNGEN	224
6.2.2.4	VORSCHRIFTSMÄSSIGE PRÜFUNGEN	226
6.2.2.5	SONDERPRÜFUNGEN	227
6.2.3	SCHLUSSFOLGERUNG	228
6.3	REFERENZDOSSIERS ZU VORSCHRIFTEN	228

6 ÜBERGREIFENDE STUDIEN

6.1 SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH)

6.1.1 Vorstellung des Ansatzes

Der SOH-Ansatz zielt darauf ab, Kenntnisse über bestehende Arbeitspraktiken in die Entwurfsentscheidungen einzubeziehen, um sicherzustellen, dass die Organisation und die Mitarbeiter in der Lage sind, die Entwicklungen der Anlage und des Betriebs zu verinnerlichen.

So wird jedes Entwicklungsprojekt einer Risikoanalyse und einer Identifizierung der Änderungen unterzogen. Diese umfasst eine Analyse der SOH-Auswirkungen und der Sicherheitsauswirkungen (gemäß den Grundsätzen der INSAG 18). Die Kartografie der Risiken und der damit verbundenen Gegenmaßnahmen wird regelmäßig aktualisiert und überprüft.

Das Ziel des SOH-Ansatzes besteht darin, die Leistung, insbesondere im Bereich der Sicherheit, der im Kernkraftwerkpark umgesetzten Weiterentwicklungen (technischer, dokumentarischer, regulatorischer, organisatorischer Art usw.) zu verbessern, indem für die Kernkraftwerke Lösungen entwickelt werden, die

- praktikabel sind (leicht anzuwenden und an die bestehenden Aktivitäten angepasst),
- zuverlässig (Risiken verringert),
- effizient sind (die Erreichung der erwarteten Ergebnisse vor Ort gewährleisten).

Das Prinzip des SOH-Ansatzes besteht darin, bereits bei der Konzeption und durch die Konstrukteure selbst die Auswirkungen auf individuelle und kollektive Arbeitssituationen zu berücksichtigen, die durch regulatorische, technische, dokumentarische (Referenzsysteme) oder organisatorische Entwicklungen verursacht werden. Auf diese Weise kann auf alle Faktoren eingewirkt werden, die die Qualität der Ergebnisse und die erwarteten Leistungen beeinflussen können.

6.1.2 Umsetzung im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung

Generischer Teil Lager

Der Umfang und die Anzahl der geplanten Änderungen sowie die damit verbundenen Auswirkungen für die vierte regelmäßige Überprüfung führen zu erheblichen Veränderungen der Arbeitsabläufe und ganz allgemein der Tätigkeiten vor Ort, die vorweggenommen und mit einer Gesamtvision aller Änderungs- und Weiterentwicklungspakete organisiert werden müssen.

Allgemeiner betrachtet berücksichtigt der für die 4RP 900 umgesetzte SOH-Ansatz die kumulierten Probleme der während der TTS der 4RP 900 durchgeführten Maßnahmen.

Die durchgeführten Maßnahmen betreffen somit die Organisation des Projekts, die Kompetenz der beteiligten Akteure und die Modalitäten zur Analyse der SOH-Auswirkungen, sowohl einzeln als auch insgesamt, der im Rahmen der vierten Überprüfung getroffenen Maßnahmen.

Alle Entwickler werden für die Herausforderungen organisatorischer und menschlicher Faktoren in komplexen Risikosystemen sensibilisiert und in der praktischen Umsetzung des SOH-Ansatzes geschult. Die Entwickler werden außerdem von internen Spezialisten (SOH-Beauftragte der Abteilungen, zentrales SOH-Team mit einem Referenten für den Bereich) und externen Spezialisten (Beratungsunternehmen/Experten für FOH) unterstützt.

Über den in jeder Einheit umgesetzten SOH-Prozess hinaus ist das EDF-Projekt, das für die vierte regelmäßige Überprüfung zuständig ist, so organisiert, dass eine verstärkte Steuerung und Überwachung der Berücksichtigung der SOH-Dimension der Geschäfte im Rahmen monatlicher SOH-Koordinierungssitzungen gewährleistet ist.

Die identifizierten Auswirkungen ermöglichten es, den Austausch mit dem Betreiber während der 20 vor Ort organisierten SOH-Treffen zu fokussieren, deren Ziel es war:

- die Kontrolle der identifizierten SOH-Auswirkungen in den betroffenen Geschäftsbereichen sicherzustellen,
- die Ausrichtung der Konzeption,
- die zu treffenden Begleitmaßnahmen zu charakterisieren (Definition des Schulungsbedarfs).

Auf der Grundlage der einzelnen SOH-Analysen wurde anschließend eine Gesamtanalyse durchgeführt, um sicherzustellen, dass die Gesamtauswirkungen aller Änderungen auf die verschiedenen Tätigkeitsbereiche des Kernkraftwerks unter Kontrolle sind. Dabei zeigte sich, dass angesichts des technischen Umfangs der geplanten Entwicklungen insbesondere die Bereiche Betrieb und Wartung betroffen sind. Die Schnittstellen zwischen den verschiedenen Bereichen wurden identifiziert und die einzelnen Konzepte entsprechend koordiniert. Ergänzend zum allgemeinen Ansatz wurden daher drei Bereiche einer übergreifenden Studie unterzogen:

- Das Hard Core-Verfahren: Der Hard Core-Ansatz zielt darauf ab, vor Ort die einheitliche und globale Durchführbarkeit der lokalen Maßnahmen zu überprüfen, die in einer Hard Core-Situation (im Sinne der PT-ASN) innerhalb der ersten 24 Stunden erforderlich sind, wobei es sich um einen isolierten Standort handelt (d. h. nur lokale Ressourcen).
- Der Kontrollraum: Alle Änderungen mit Auswirkungen sind Gegenstand eines globalen Integrationsplans, der es ermöglicht, die Entwurfsentscheidungen im Hinblick auf die Entwicklung der Aktivitäten im Kontrollraum zu definieren und zu validieren.
- Ausarbeitung des Gesamtfortbildungsprogramms: Regelmäßige Treffen ermöglichen die Abstimmung zwischen der Technikabteilung, der Fortbildungseinrichtung und den Fachbereichsleitern, um die Art der vorgesehenen Fortbildungsmaßnahmen und die Gesamtstruktur im Verhältnis zu den bestehenden Fortbildungsprogrammen festzulegen.

Nach Abschluss der ersten Inbetriebnahme (Bugey 2) ist eine Erfahrungsauswertung (REX) vorgesehen, um die Wirksamkeit der getroffenen Konstruktionsmaßnahmen und der umgesetzten Begleitmaßnahmen sicherzustellen. Diese Erfahrungsauswertung bezieht sich auf die Durchführung der Arbeiten sowie auf die Betriebsaktivitäten, insbesondere durch Beobachtungen *vor Ort* nach der Wiederinbetriebnahme, um sicherzustellen, dass die Teams die modifizierten Anlagen beherrschen.

In Anwendung der Vorschrift [FOH-A], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassen wurde, wird EDF spätestens am 31. Dezember 2024 die Fähigkeit der komplexen soziotechnischen Systeme, aus denen seine Kernkraftwerke bestehen, bewerten, um der Vielfalt realer Betriebssituationen gerecht zu werden. Zu diesem Zweck hat EDF der Behörde für nukleare Sicherheit Ende 2021 das entsprechende Studienprogramm vorgelegt. Dieses Programm umfasst unter den untersuchten Betriebsaktivitäten diejenigen, die zur Gewährleistung und Aufrechterhaltung der Konformität beitragen, insbesondere die Erkennung und Behandlung von Abweichungen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Zu diesem Thema gibt es keine Änderungen in Bezug auf Block 3 des Kernkraftwerks Bugey.

6.1.3 Fazit

Alle Maßnahmen, die in Abstimmung mit dem Betreiber während des gesamten Prozesses getroffen wurden, ermöglichten es den Organisationen und Personen, sich auf die Durchführung der Zehnjahresinspektion vorzubereiten und die Änderungen an der Anlage in die Entwicklung der Betriebs- und Wartungsaktivitäten zu integrieren.

6.2 TESTS DER ANLAGE

6.2.1 Allgemeines

Im Rahmen des⁴RP 900 und nach der Integration der Änderungen und Weiterentwicklungen des Referenzsystems muss die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage gewährleistet werden. Diese während der Tests durchgeführten Überprüfungen tragen dazu bei, die Konformität mit dem neuen geltenden Referenzsystem sicherzustellen.

Der Ansatz gliedert sich in zwei Teile:

- Um die Konzeption und die Durchführung der Änderung vor Ort zu validieren und sicherzustellen, dass es zu keinen Funktionsbeeinträchtigungen der Schnittstellensysteme kommt, werden Requalifizierungstests für die Änderungen definiert.
- Über den grundlegenden Ansatz hinaus wird eine Analyse durchgeführt, um die Angemessenheit der durchgeführten Tests (Requalifizierung, EP, sonstige) angesichts einer großen Anzahl von Änderungen sicherzustellen und gegebenenfalls Zehnjahresprüfungen festzulegen, um das Gesamtverhalten der Anlage unter Berücksichtigung der Anforderungen und der erwarteten Leistungen zu gewährleisten.

Darüber hinaus werden die zehnjährlichen regelmäßigen Prüfungen (Zehnjahresrhythmus – Kapitel IX der RGE) sowie die vorgeschriebenen Prüfungen in Verbindung mit einer Zehnjahresinspektion für alle Blöcke geplant und durchgeführt.

Im Rahmen der Anweisung zu Sonderprüfungen hat sich EDF verpflichtet, eine Reihe von Prüfungen an den Blöcken des Kernkraftwerks Bugey durchzuführen:

- Punktuelle Prüfungen zur Bestätigung der Vollständigkeitsanalyse der regelmäßigen Prüfungen;
- Punktuelle Prüfungen, die sich aus der Berücksichtigung der REX ergeben;
- Punktuelle Tests zur Bestätigung der Modellierungshypothesen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungsinstrumente.

Einige dieser Tests entsprechen der Vorschrift [CONF-B], die von der ASN (Autorité de sûreté nucléaire, französische Behörde für nukleare Sicherheit) angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900

6.2.2 Vorgehensweise bei den Tests

6.2.2.1 Requalifizierungstests

❖ Definition und Ziele der Requalifizierungstests Die Requalifizierungstests der Änderungen ermöglichen:

- die ordnungsgemäße Durchführung einer Materialänderung an allen Tranchen gemäß den Spezifikationen zu überprüfen,
- die Validierung der Konzeption einer Materialänderung durch eine Umsetzung an einem Serienblock abzuschließen,
- die Nicht-Regression der Funktionsweise der Anlage nach der Integration der Materialänderung zu überprüfen, insbesondere in Bezug auf nicht geänderte Schnittstellengeräte.

Die Requalifizierungstests werden auf der Grundlage einer umfassenden Analyse der Tests festgelegt, deren Leitprinzipien in einem speziellen methodischen Testleitfaden definiert sind.

Der bei allen Anträgen durchgeführte Ansatz besteht in einer Prüfung des Umfangs der Änderung, einschließlich:

- eine materielle Analyse zur Ermittlung der grundlegenden Tests für geänderte oder hinzugefügte Materialien,
- eine Funktionsanalyse zur Festlegung der Funktionstests, denen die Materialien in allen erforderlichen Konfigurationen unterzogen werden,
- eine Analyse der Auswirkungen der Änderung auf die Anlage, insbesondere auf die Schnittstellengeräte, um die Nicht-Regressionsprüfungen zu definieren,
- eine Analyse des Umfangs der Arbeiten, um den Bedarf an zusätzlichen Tests im Falle einer Demontage oder Trennung von Ausrüstungen für die Durchführung der Maßnahme zu ermitteln.

Der Erfolg jedes so definierten Tests hängt von der Einhaltung der Kriterien ab, die einer Kategorie entsprechend ihrer Bedeutung für den Nachweis der Verfügbarkeit einer Sicherheitsfunktion oder einer für die Sicherheit wichtigen Funktion zugeordnet sind.

Jede Änderung unterliegt einem Programm zur erneuten Qualifizierung (PPR) und Testdurchführungsverfahren (PEE).

Die Ziele des Programms zur Neubewertung sind:

- Nachweis durch eine Vollständigkeitsanalyse, dass das Umschulungsprogramm alle Funktionen abdeckt, die zum Schutz der von der Veränderung betroffenen Interessen beitragen
- die Begründung der Tests 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 operative Dokumente, die jede der im PPR vorgesehenen Prüfungen im Detail beschreiben 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 konform und bereit für diese Prüfungen ist (Funktionsprüfung).

❖ Durchführung der Requalifizierungsprüfungen

Die Requalifizierungstests werden definiert und bei der Integration jeder Änderung durchgeführt. Die Testergebnisse werden nach ihrer Durchführung analysiert. Der Test ist zufriedenstellend, wenn er 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 sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktionen, die von den Änderungen betroffen sind, gewährleistet die Verfügbarkeit der Anlage für den Betrieb.

6.2.2.2 Spezifische Zehnjahresprüfungen

❖ Definition und Ziele der spezifischen Zehnjahresprüfungen

Die Festlegung der zehnjährigen Prüfungen basiert auf einem übergreifenden Ansatz für Änderungsanträge, der es ermöglicht, Probleme im Zusammenhang mit der Integration mehrerer Änderungen an denselben Anlagen zu analysieren, auf einer Analyse der Repräsentativität der beim ersten Anfahren der Blöcke durchgeführten Prüfungen und auf der Überprüfung der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen.

Die Zehnjahresprüfungen werden an einem Block durchgeführt, es sei denn, die Ergebnisse sind nicht repräsentativ für die anderen Blöcke; in diesem Fall können sie an mehreren Blöcken durchgeführt werden.

Die Methodik wird anhand der folgenden Achsen durchgeführt:

- Schwerpunkt 1: Analyse der Vollständigkeit der Neuklassifizierungen, die für die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung integrierten Änderungen vorgenommen wurden, unter Berücksichtigung der Fälle, in denen Anlagen im Rahmen mehrerer Dossiers geändert wurden;
- Schwerpunkt 2: Überprüfung der Angemessenheit der für jedes Dossier individuell ausgearbeiteten Requalifizierungstests hinsichtlich der Berücksichtigung übergreifender Themen (extreme Lufttemperatur, extreme Wassertemperatur, Management von Stromausfällen);
- Schwerpunkt 3: Analyse der Repräsentativität der Erststarttests nach Einarbeitung der seit der letzten Überprüfung vorgenommenen Änderungen;
- Schwerpunkt 4: Analyse der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Tests;
- Schwerpunkt 5: Analyse der Erfahrungen aus bedeutenden Sicherheitsereignissen;
- Schwerpunkt 6: Analyse der Entwicklungen bei den Führungsstrategien.

❖ Durchführung spezifischer Zehnjahresprüfungen

Das oben erläuterte Vorgehen wurde unter Berücksichtigung der in Phase A des 4RP 900 integrierten Änderungen angewendet. Es wird nach Ablauf der Phase B des 4RP 900 fortgesetzt, und je nach den erzielten Ergebnissen werden möglicherweise Zehnjahresprüfungen durchgeführt.

Die zehnjährigen Tests für das⁴ RP 900 werden gemäß der geeigneten Methodik definiert, die sich auf die folgenden Eingabedaten stützt: die Erfahrungen aus den vergangenen Geschäftsjahren aller Stufen der zehnjährigen Tests, die Art der seit dem 3^{RP} umgesetzten und der für das 4.RP 900 (Phase A)^{vorgesehen sind}, die Liste der Erststarttests der Stufe CP0 Bugey, die mit dem 4RP 900 verbundenen intellektuellen Entwicklungen und der Inhalt des periodischen Testprogramms der Stufe CP0 Bugey.

Gültige Tests für alle Blöcke der Stufe CP0 Bugey

Diese Tests wurden an einem einzigen Reaktor durchgeführt und dienen der Validierung aller Reaktoren in Bugey. Diese Tests wurden am Block 2 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt, der den Serienstartblock CP0 (TTS CP0) des 4^{RP} 900 darstellt.

Die gemäß den sechs oben genannten Schwerpunkten durchgeführten Analysen münden in die Durchführung des folgenden spezifischen TTS-Tests:

Test der ordnungsgemäßen Funktion der neuen Stromverteilung aus dem Notstromaggregat

Ziel dieses Tests ist es, die korrekte Auslegung der neuen Noyau Dur-Stromverteilung zu überprüfen, indem alle vom Notstromaggregat versorgten Schalttafeln unter Spannung gesetzt werden.

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen und bestätigen somit die Funktionsfähigkeit aller Reaktoren der Stufe CP0 Bugey.

Versuche am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Die Analysen, die gemäß den sechs oben genannten Schwerpunkten durchgeführt wurden, führten zu folgenden Tests:

Kühlungstest des Brennelementbeckens mit dem System „PTR bis“

Ziel dieses Tests ist es, die ordnungsgemäße Kühlung des Brennelementbeckens durch das mobile Kühlsystem zu überprüfen, das an der Kältequelle durch eine im Zufuhrkanal eingetauchte Pumpe mit Rohwasser versorgt wird.

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen.

Übertragbarer Test der EAS-ND-Pumpe in Umwälzbetrieb auf Sumpf

Das Ziel dieses Tests ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Anordnung in einer Konfiguration zu überprüfen, die der Rückführung in den Sumpf ähnelt, d. h. über eine Manschette, die den Druckflansch des Sumpfes mit der EAS-Testleitung Spur B (Rücklauf PTR-Tank) verbindet.

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen.

6.2.2.3 Zehnjährliche regelmäßige Tests

❖ Definition und Ziele der zehnjährigen regelmäßigen Prüfungen

Die regelmäßigen Tests dienen dazu, die Verfügbarkeit der EIPS-Systeme mit einem den Erwartungen entsprechenden Vertrauensgrad sicherzustellen. Sie sind gemäß den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) vorgeschrieben. Dieser Vertrauensgrad basiert auf:

- der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Tests;
- der guten Repräsentativität der Prüfmodalitäten;
- der Relevanz der Akzeptanzkriterien für die Prüfungen;
- einer Periodizität, die der Art, den Modalitäten der Tests und den Ausfallrisiken der getesteten Systeme angemessen ist.

Bestimmte Prüfungen werden bei jeder zehnjährigen Inspektion durchgeführt. Sie werden auf der Grundlage der intrinsischen Zuverlässigkeit der zu prüfenden Systeme sowie der Art und Modalitäten der Prüfungen festgelegt, die durch Erfahrungswerte ergänzt werden.

Vorgeschriebene Prüfungen, wie sie beispielsweise für Druckgeräte erforderlich sind, fallen normalerweise nicht unter diese Kategorie. Sie werden dennoch in diesem Kapitel als gesetzliche Anforderung aufgeführt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 6 – § 6.2.2.4).

❖ Durchführung der zehnjährigen regelmäßigen Prüfungen am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey
Dekompressions- und Filterkreislauf für die Atmosphäre des Behälters:

Ziel ist es, den Durchfluss der Vorrichtung U5 zu kontrollieren, um den Druck im Sicherheitsbehälter zu verringern. Der Test wird im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt, bevor der Block nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion wieder in Betrieb genommen wird.

Test zur Nachspeisung der GV durch ANG in einer H3-Situation durch DCC-LH als Notfallmaßnahme für die ASG:

Ziel ist es, die Funktionsfähigkeit der ANG-Pumpen zur Versorgung der GV zu überprüfen. Der Test wird im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt, bevor der Block nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion wieder in Betrieb genommen wird.

Manuelle Wiederinbetriebnahme der Ventilatoren der Elektroräume (DVLd):

Ziel ist es, die Stromversorgung der DVLd-Ventilatoren zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend. Öffnen der Sprühventile der Umschließung bei vollem Druckdelta:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion und die Öffnungszeit der Sprühventile der Umhüllung zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Test der EAS-ND-Pumpe bei Primäreinspritzung in offenen Behälter:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND bei der Primäreinspritzung in einen offenen Behälter zu überprüfen. Der Test wird im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt, bevor der Block nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion wieder in Betrieb genommen wird.

Test der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in die BR-Sammelbehälter:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion des EAS-ND bei der Einspritzung in die BR-Sickergruben zu überprüfen. Der Test wird im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt, bevor der Block nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion wieder in Betrieb genommen wird.

Dichtheitsprüfung der Ventile der Testleitung der EAS-ND-Pumpe:

Ziel der Prüfung ist es, die innere Dichtheit der Absperrventile der Prüfleitung des EAS-ND-Kreislaufs sicherzustellen. Die Prüfung wird im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey vor der Wiederinbetriebnahme des Blocks nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion durchgeführt.

Manövrierbarkeitsprüfung der Abdeckung der RIS-Ventile im TPL:

Ziel des Tests ist es, die Manövrierfähigkeit der Abdeckungen der Ventile RIS 001, 002 und 003 VP sicherzustellen, die Durchgängigkeit der Entlastungsleitungen zu überprüfen und den Druckverlustkoeffizienten der Akkumulatorleitungen zu kontrollieren. Der Test ist zufriedenstellend.

Prüfung der Manövrierfähigkeit der RIS-Ventile:

Ziel ist es, die Manövrierfähigkeit der Ventile und Klappen, die an der Entladung der RIS-Akkumulatoren beteiligt sind, sowie die Durchgängigkeit der Leitungen und den Entladungskoeffizienten der Akkumulatoren zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Prüfung des SED-Verdünnungsdurchflusses an den Entmineralisierungsanlagen TEP und RCV:

Ziel dieses Tests ist es, den Bohrungsdurchmesser einer in die SED-Leitungen eingesetzten Blende zu bestimmen, um den SED-Einspeisungsdurchfluss im Primärkreislauf zu begrenzen. Der Test wird am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt, bevor der Block nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion wieder in Betrieb genommen wird.

Prüfung des Sicherheitsbehälters:

Der Zweck der Sicherheitsbehälterprüfung besteht darin, die Einhaltung der zulässigen Gesamtleckrate des Sicherheitsbehälters sowie die Verformung der linearen Struktur zu überprüfen, die bei verschiedenen Druckstufen gemessen wird. Die Prüfung des Behälters wird in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey vor der Abnahme des Blocks nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion durchgeführt.

Messung des Durchflusses des Druckausgleichs-Sprühsystems:

Ziel ist es, die Wirksamkeit der normalen Sprühvorrichtung des Druckbehälters zu überprüfen. Der Test wird im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt, bevor der Block nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion wieder in Betrieb genommen wird.

Wiederbefüllung des ASG-Behälters durch SER mittels Schwerkraft und SER-Pumpe:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistung der Schwerkraft-Zusatzfunktion der ASG-Abdeckung durch die SER-Abdeckung zu überprüfen. Der Test wird am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt, bevor der Block nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion wieder in Betrieb genommen wird.

Automatische Umschaltung der Stromversorgung auf die Zwischenfeldtafel LKW:

Ziel dieses Tests ist es, die automatische Umschaltung der Stromversorgung auf LKW (BUG) nach dem Nichtstart eines Notstromgenerators (TAS) zu überprüfen. Der Test wird am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey vor der Wiederinbetriebnahme des Blocks nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion durchgeführt.

Atmosphärische Überwachung der passiven autokatalytischen Rekombinatoren (RAP):

Ziel dieser Prüfung ist es, die Außenhülle aller passiven autokatalytischen Rekombinatoren zu kontrollieren. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

Eigenschaften der Kühlwasserumwälzpumpen der Dieselmotoren, Durchflusskontrolle:

Ziel dieses Tests ist es, die Leistungsfähigkeit der Kühlwasserumwälzpumpen der Dieselmotoren zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Kontrolle der Durchflussmessung SEB:

Das Ziel dieses Tests ist die Maßkontrolle der druckmindernden Elemente der Gesamtdurchflussmengen und der Durchflussmengen in den Verbrauchsstellen. Der Test wird am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey vor der Wiederinbetriebnahme des Blocks nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion durchgeführt.

Kontrolle der freien Beweglichkeit des Absperrventils des Sumpfes im Instrumentenraum des Reaktorkerns:

Ziel dieser Prüfung ist es, die Manövrierfähigkeit des Absperrventils des Sumpfes im Instrumentenraum des Reaktorkerns sicherzustellen. Die Prüfung wird im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey vor der Wiederinbetriebnahme des Blocks nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion durchgeführt.

6.2.2.4 Vorgeschriebene Tests

❖ Definition und Ziele der vorgeschriebenen Prüfungen

Diese Prüfungen sind gemäß verschiedenen Verwaltungsbeschlüssen durchzuführen (Prüfung der Kapazitäten des Primär- oder Sekundärkreislaufs).

❖ Durchführung der vorgeschriebenen Prüfungen

Im Rahmen des 4-RP 900 wurden folgende vorgeschriebene Prüfungen durchgeführt: Regelmäßige Neuzulassung – Hydraulische

Prüfung des Hauptprimärkreislaufs:

Ziel ist es, die Druckfestigkeit des Hauptprimärkreislaufs zu überprüfen. Die hydraulische Prüfung des Hauptprimärkreislaufs wird im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey vor der Abnahme des Blocks nach seiner⁴ Zehnjahresinspektion durchgeführt.

Periodische Regualifizierung – Hydraulische Prüfung des sekundären Hauptkreislaufs:

Ziel ist es, die Druckfestigkeit des Hauptsekundärkreislaufs zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

6.2.2.5 Spezielle Prüfungen

Gemäß der Vorschrift [CONF-B-I], die von der ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase des 4-RP 900 herausgegeben wurde, wurde ein Programm für Sonderprüfungen erstellt, in dem die Planung dieser Prüfungen detailliert beschrieben ist, und an die ASN übermittelt.

Gemäß der Vorschrift [CONF-B-II], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassen wurde, wird EDF bis zum 31.12.2025 mindestens einen Test jeder Art durchführen.

❖ Umfang der besonderen Tests, die an den Reaktoren des Standorts Bugey durchzuführen sind

Punktuelle Tests zur Bestätigung der Vollständigkeitsanalyse der EP:

- Betriebsprüfung eines Notstromaggregats (LHG oder LHH) über 48 Stunden. Diese Prüfung ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Leistungsprüfung an einem RRA-Wärmetauscher;
- Leistungstest an einer EAS-Pumpe. Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B].

Punktuelle Tests zur Bestätigung der Modellierungsannahmen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungsinstrumente:

- Funktionsprüfung einer TPS ASG ohne Belüftung ihres Raums bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung. Diese Prüfung ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Funktionsprüfung einer ASG-TPS bei niedrigem Füllstand der Zufuhrwanne. Diese Prüfung ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Test zur Konsolidierung der Validierung der Neutronenberechnungscodes und der Interpretation der Ergebnisse der physikalischen Tests des Kerns.

6.2.3 Schlussfolgerung

Die Ergebnisse der Tests zur Neuzulassung der Änderungen des 4-RP 900 (Phase A) ermöglichen, wie in den verschiedenen Abschnitten „Bilanz des Zustands des Blocks“ dieses Dokuments ausführlich beschrieben, die Validierung der ordnungsgemäßen Integration der betreffenden Änderungen zum Zeitpunkt der Ausstellung des RCR.

Die zum Zeitpunkt der Ausstellung des RCR bei der Durchführung der regelmäßigen Zehnjahresprüfungen und der oben genannten spezifischen Zehnjahresprüfungen beobachteten Ergebnisse sind zufriedenstellend.

Die restlichen Tests zur erneuten Qualifizierung der Änderungen des 4-RP 900 (Phase A), des Programms der regelmäßigen Zehnjahresprüfungen und der vorgeschriebenen Tests müssen jedoch noch vor Ende der derzeit laufenden Zehnjahresinspektion am Reaktorblock Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt werden.

Die ASN hat EDF aufgefordert, zusätzliche Tests zu definieren, um nach der Integration der mit dem Sicherheitsnachweis des 4-RP 900 verbundenen größeren Änderungen das Gesamtfunktionsverhalten der EIP im Hinblick auf ihre definierten Anforderungen und die wichtigsten Sicherheitsfunktionen zu überprüfen. Die Einbeziehung dieser Forderung in den Prozess zur Festlegung der Tests hat EDF bereits dazu veranlasst, die im Abschnitt „Spezifische Zehnjahresprüfungen“ vorgestellten Tests durchzuführen. Ergänzend dazu hat sich EDF nach Abschluss der Untersuchung dieses Themas im Rahmen des 4-RP 900 verpflichtet, eine Reihe von Sonderprüfungen an den Blöcken des Kernkraftwerks Bugey durchzuführen, von denen einige der Vorschrift [CONF-B] entsprechen.

6.3 REFERENZUNTERLAGEN ZU VORSCHRIFTEN

Generischer Teil Lager

Gemäß den Anforderungen der Artikel 4 und 5 des geänderten Erlasses vom 10. November 1999 über die Überwachung des Betriebs des Hauptprimärkreislaufs (CPP) und der Hauptsekundärkreisläufe (CSP) von Druckwasserreaktoren (REP) müssen die Dossiers de Référence Réglementaires (DRR), die eine Fortsetzung und Aktualisierung des bei der Auslegung eingeleiteten Verfahrens zum Nachweis der Integrität darstellen, so oft wie nötig und insbesondere bei jeder zehnjährigen Inspektion aktualisiert werden. Diese Aktualisierungen müssen insbesondere die gewonnenen Erfahrungen, die Überwachung während des Betriebs und die Änderungen an der Anlage berücksichtigen.

Im Rahmen des 4-RP 900 wurden die regulatorischen Referenzunterlagen für die 900-MWe-Stufe aktualisiert. Die Empfindlichkeit 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 für 500.000 Betriebsstunden, d. h. über das 5-RP hinaus,
- Verbesserung der Kenntnisse über die thermische Belastung bestimmter sensibler Bereiche, wodurch die Situationsberichte mit diesen zusätzlichen Daten aktualisiert werden konnten,
- die Auswirkungen der REP-Umgebung in Ermüdungsstudien,
- die Bilanz der Anstrengungen im Rahmen der GV-Ersatzmaßnahmen, woraufhin EDF eine Liste der Anwendungsbereiche der Methode zur Entspannung sekundärer Spannungen vorgelegt hat,
- die Auswirkungen der Situationen und Fristen der Betreiber des EPR-Referenzsystems.

Die Überprüfung der Verhaltensanalysedateien (DAC) der Hilfsleitungen des CPP und der Leitungen des CSP ergab, dass die Halterungen bestimmter Leitungen geändert werden müssen (PNPE0333). Folgende Systeme müssen möglicherweise verstärkt werden: RCP, RIS, RRA, RCV, ANG/ASG und VVP.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE0333 „Erdbebensicherung des Kernbereichs des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit Integration in den Block 3 des Kernkraftwerks Bugey wie folgt umgesetzt:

- Band A bezüglich der Verstärkungen im Zusammenhang mit den DRR spätestens bei der 2. Abschaltung nach der Abschaltung VD4,
- Band B bezüglich der Verstärkungen im Zusammenhang mit dem SND spätestens in Phase B.

ABSCHNITT 7: BEITRAG DER KERNGRUPPE ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

7	BEITRAG DER KERNGRUPPE ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG	232
7.1	ZIELE DER KERNGRUPPE	233
7.2	FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES HARTS	234
7.2.1	PRÄVENTION DER REAKTORSCHMELZE	234
7.2.1.1	ASG-ND	234
7.2.1.2	GEWÄHLTE LÖSUNG FÜR DIE INTEGRITÄT DER DICHTUNGEN DER GMPP	236
7.2.1.3	ABFALL DER TRAUBEN	236
7.2.1.4	NOTFALL-EINSPRITZUNG AN DEN VERBINDUNGEN DER PRIMÄREN MOTORPUMPENGRUPPEN	237
7.2.1.5	DRUCKREGELVENTILE	237
7.2.2	BRENNBARER POOL-ROLLADEN UND ZUSTAND „OFFENER BEHÄLTER, REAKTORPOOL VOLL“	238
7.2.2.1	ZIELE UND UNTERSUCHTE KONFIGURATIONEN	238
7.2.2.2	WASSERZUFUHR ZU DEN BECKEN	238
7.2.2.3	ÜBERWACHUNG DES POOLWASSERSTANDS	239
7.2.2.4	VERHINDERUNG VON ENTLEERUNGEN	240
7.2.2.5	VERHINDERUNG VON BESCHÄDIGUNGEN DES BRENNBAREN POOLS DURCH HERABFALLENDE LASTEN	240
7.2.2.6	RÜCKKEHR ZUR LANGFRISTIGEN KÜHLUNG	242
7.2.3	MINDERUNG DES UNFALLS MIT KERNSchmelze	243
7.2.3.1	ZIEL UND FUNKTIONSPRINZIPIEN	243
7.2.3.2	VERBUNDENE BESTIMMUNGEN	243
7.3	UNTERSTÜTZENDE FUNKTIONEN	244
7.3.1	NOTFALL-DIESEL (DUS)	244
7.3.2	STROMVERTEILUNG HARTER KERN	245
7.3.3	BELÜFTUNG DER ELEKTRISCHEN RÄUME	246
7.3.4	STEUERUNG UND KONTROLLE HARTER KERN	247
7.3.5	WASSERVERSORGUNG HARTER KERN	248
7.4	SCHNELLE NUKLEARE EINSATZSTREITKRÄFTE (FARN)	249
7.5	LOKALES KRISENZENTRUM	251
7.6	DIMENSIONIERUNG DES HARDSHELL-KERNES GEGENÜBER ANGRIFFEN UND DEREN AUSGELÖSTEN AUSWIRKUNGEN	252
7.6.1	ERDBEBEN HARTER KERN	252
7.6.2	EXTERNE ÜBERSCHWEMMUNG DES HARTE KERN	254
7.6.3	TORNADO HARTER KERN	257
7.6.4	AUSWIRKUNGEN VON NATURPHÄNOMENEN AUSSERHALB DES GELÄNDES AUF DAS GELÄNDE DIMENSIONIERUNG	258
7.7	SCHLUSSFOLGERUNG	259

7 BEITRAG DES KERNTREAMS ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

Nach dem Unfall von Fukushima 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 Konzeption mit Auslegungsreserven,
- einen Prozess der regelmäßigen Überprüfung, der alle 10 Jahre die Einbeziehung von neuen Erkenntnissen und Erfahrungen ermöglicht, wobei wichtige Erfahrungen aus Ereignissen unverzüglich berücksichtigt werden

Die RECS wiesen außerdem darauf hin, dass *„die Spezifikationen der ECS jedoch verlangen, [die] Plausibilität [von Extremsituationen] außer Acht zu lassen, weshalb die Untersuchung der folgenden wichtigsten zusätzlichen Gegenmaßnahmen [...] vorgeschlagen wird, um diesen Situationen zu begegnen:*

- *Einführung einer neuen Möglichkeit zur Wiederauffüllung der Wasserreserven für die Versorgung der Dampferzeuger, des Primärkreislaufs oder des Lagerbeckens des Brennelementgebäudes [...];*
- *Verstärkung der Robustheit der Turbopumpen zur Versorgung der GV und ihrer Steuerung und Regelung gegenüber Erdbeben und Überschwemmungen;*
- *Einbau eines zusätzlichen Notdiesels (DUS) pro Block, der gegen Überschwemmungen und Erdbeben geschützt ist und eine Motorpumpe für die Einspritzung in die GV, den Primärkreislauf oder das*
;
- *Einrichtung einer nationalen schnellen Eingreiftruppe für nukleare Notfälle (FARN), die in der Lage ist, Teams mit Kompetenzen in den Bereichen Leitung, Wartung und Logistik an den Standort in Notfällen zu entsenden [...];*
- *Im Hinblick auf die Beherrschung von Unfällen mit Kernschmelze Untersuchung zur Verbesserung der Erdbebensicherheit der Filteranlagen für Ableitungen bei der Druckentlastung des Behälters.*

Auf der Grundlage der RECS und nach einer Analyse hat die ASN für jede einzelne INB Entscheidungen veröffentlicht, in denen sie EDF die Einrichtung eines *„harten Kerns materieller und organisatorischer Vorkehrungen [...]“* vorschreibt. Für diesen Kernbereich richtet der Betreiber *unabhängige und gegenüber den bestehenden SSC diversifizierte SSC ein, um die Risiken eines gemeinsamen Modus zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls die Verwendung nicht diversifizierter oder bestehender SSC.*

Um diese Vorgaben zu erfüllen, führt EDF ein industrielles Programm zur Einrichtung zusätzlicher Mittel in seinen Anlagen durch, das in zwei aufeinanderfolgenden und sich ergänzenden Phasen umgesetzt wird:

- eine kurzfristige *„reaktive“* Phase, die 2015 abgeschlossen wurde,
- eine mittelfristige Phase zur Einführung *„dauerhafter Maßnahmen“* bis zum Zeithorizont *„10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima“*.

Eine zweite Reihe von ASN-Vorschriften wurde im Januar 2014 veröffentlicht und legt fest, dass *„zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen in Hardcore-Situationen der Hardcore die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Bypass-Situationen der dritten Barriere ermöglicht. Der Hartkern zielt darauf ab, die Integrität dieser Barriere zu bewahren, 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 des 4-RP 900, das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen in die Umwelt äußerst unwahrscheinlich zu machen.

In diesem Zusammenhang tragen die von EDF im Rahmen des Industrieprogramms „Grand Carénage“ (Großrenovierung) gleichzeitig mit der vierten periodischen Überprüfung umgesetzten sogenannten „Kernmaßnahmen“ zur Erreichung der Überprüfungsziele bei.

7.1 ZIELE DES KERNSTANDS

Die technischen Vorschriften der ASN von 2014 legen die Sicherheitsziele des Kerns fest. Die Bestimmungen des Kerns haben folgende Ziele:

- einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern oder dessen Ausbreitung zu begrenzen,
- massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu begrenzen,
- dem Betreiber die Erfüllung seiner Aufgaben im Rahmen des Krisenmanagements zu ermöglichen.

Die Kernsituationen sowie die sich aus ihrer Kumulierung ergebenden Situationen sind ebenfalls in den ASN-Vorschriften von 2014 definiert:

- Der vollständige Ausfall aller Stromversorgungen, die nicht zum Hard Core gehören. Das heißt, der Ausfall aller externen Stromquellen des Standorts in Verbindung mit dem Ausfall beider Blockdieselaggregate (Situation mit der Bezeichnung „H3“ bezeichnet);
- Der vollständige Ausfall der Kältequelle, die nicht zum Hard Core gehört (Situation „H1“ genannt);
- die für den harten Kern berücksichtigten externen Naturereignisse: Überschwemmung (einschließlich starker Regenfälle) und Naturereignisse, die mit Überschwemmungen in Zusammenhang stehen können (extreme Winde, Blitzschlag, Hagel), Erdbeben und Tornados;
- Situationen, die sich aus dem Zustand der Anlage, des Standorts und seiner Umgebung nach einer oder mehreren für den Hard Core festgelegten externen Naturkatastrophen ergeben.

Die Kernfall-Situationen betreffen alle Blöcke eines Standorts.

Als Antwort auf die technischen Vorschriften der ASN schlägt EDF einen „Hard Core“ vor, bei dem es sich um eine Reihe fester, robuster Mittel für Hard-Core-Situationen und damit verbundene Angriffe handelt, ergänzt durch mobile Mittel und eine Organisation und Teams für deren Einsatz, die Folgendes ermöglichen:

- die Kernschmelze zu verhindern, indem die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes zu gewährleisten, wenn der Primärkreislauf unter Druck gesetzt werden kann,
- Strategien umzusetzen, die der Kühlung durch den Sekundärkreislauf Vorrang einräumen und dabei die Integrität des primären Hauptkreislaufs erhalten,
- die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Umgehungen dieser Barriere sicherzustellen. Der Hartkern ermöglicht die Begrenzung des Drucks im Inneren des Behälters, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Behälters geöffnet werden muss,
- und gewährleistet, dass die Brennelemente nicht entleert werden, auch nicht während der Handhabung im Lagerbecken und in den Handhabungsräumen für Brennelemente.

Die Bestimmungen des Hard Core zur Begrenzung radioaktiver Ableitungen berücksichtigen Fälle einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters an einem Reaktor des Standorts.

Diese Kernanforderungen werden in den Abschnitten 7.2 „*Funktionsarchitektur des Kerns*“ und 7.3 „*Unterstützende Funktionen*“ vorgestellt.

Die Einrichtung des Kernbereichs geht auch mit Maßnahmen einher, die es dem Betreiber ermöglichen sollen, seine Aufgaben im Rahmen des Krisenmanagements zu erfüllen, um das mit dem Kernbereich verbundene Sicherheitsziel zu erreichen, darunter insbesondere ein lokales Krisenzentrum (CCL) pro Standort und Verbindungsvorrichtungen („Plugs“) für die mobilen Mittel der Nuklearen Schnellen Eingreiftruppe (FARN) erforderlich sind. Diese Vorkehrungen werden in den Abschnitten 0 „*Nukleare Eingreiftruppe*“ und 7.5 „*Lokales Krisenzentrum*“ vorgestellt.

Eine funktionale Komplementarität zwischen den Konstruktionsmitteln (materielle Vorkehrungen des Kernbereichs) und den Resilienzmitteln (mobile Mittel, die vor Ort verfügbar sind oder von der FARN transportiert werden) ist gewährleistet. Diese Komplementarität ermöglicht eine gute Anpassungsfähigkeit an unvorhergesehene Situationen, insbesondere angesichts der langsamen Dynamik der in solchen Situationen zu befürchtenden Phänomene, wie z. B. dem Druckanstieg im Behälter und der Freilegung der Brennelemente im Brennelementbecken.

Schließlich muss der Hard Core robust gegenüber den für den Hard Core festgelegten natürlichen äußeren Einwirkungen und deren Auswirkungen sein. Dieser Grundsatz wird bei der Konzeption neuer SSC berücksichtigt oder bei bestehenden SSC des Hard Core überprüft (die bei Bedarf verstärkt werden können). Die Analyse der Dimensionierung des harten Kerns hinsichtlich der Einwirkungen auf den harten Kern und ihrer Auswirkungen sowie die damit verbundenen Schutzmaßnahmen werden in Abschnitt 0 vorgestellt.

Die Umsetzung der Kernbestimmungen wird auch durch die ASN-Vorschriften [ND-A], [ND-B], [ND-C] im Rahmen der Anweisung der generischen Phase des⁴ RP 900 geregelt. Die Vorschriften [ND-A] und [ND-B] beziehen sich jeweils auf die ASG-ND (siehe §7.2.1.1) und auf die Einspritzpumpe an den Verbindungsstellen der GMPP des Hartkerns (siehe §7.2.1.4). Die Umsetzung der anderen Bestimmungen des Hartkerns wird durch die Vorschrift [ND-C] geregelt, die den Termin für die Umsetzung dieser Bestimmungen spätestens auf die Phase „Ergänzungen“ festlegt.

7.2 FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES HARDCORE

7.2.1 Bereich Prävention der Reaktorschmelze

7.2.1.1 ASG-ND

Generischer Teil Lager

Die ASG-ND-Anordnung (PNPE0258) gewährleistet die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes über die Sekundärkreisläufe, wenn der Primärkreislauf unter Druck steht oder unter Druck gesetzt werden kann. Diese Anordnung entspricht der ASN-Vorschrift [ND-A].

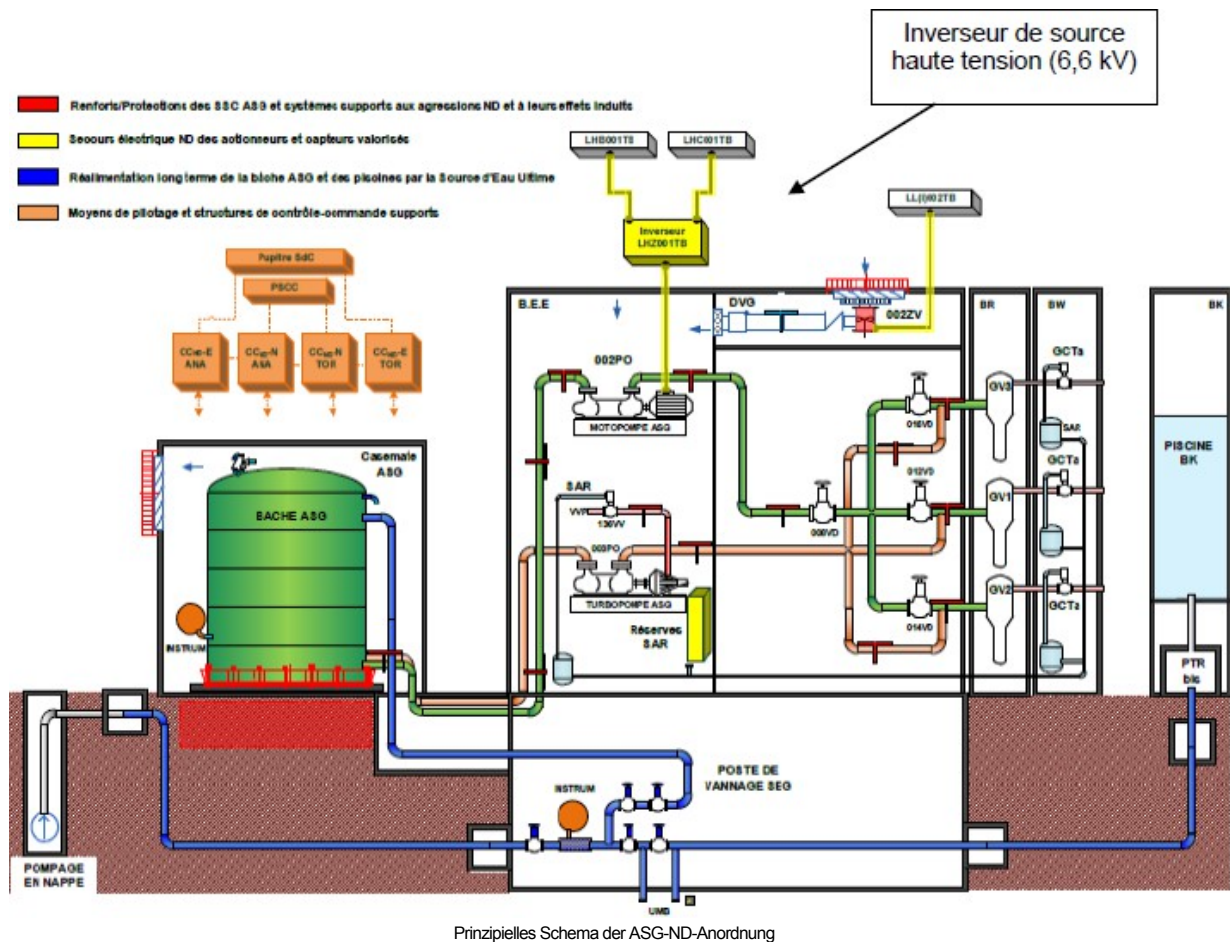
Die wichtigsten Annahmen zu den Systemen sind folgende:

- Der Hauptprimärkreislauf und der Hauptsekundärkreislauf sind nach dem Angriff intakt.
- Alle Brennelemente fallen während der AAR oder aufgrund eines externen Spannungsausfalls (MDTE) aus.
- Die Primärpumpen werden aufgrund der Automatismen oder des MDTE sofort abgeschaltet.
- nur die Funktionen des Kessels und der Hartkern-Stützen werden aufgrund ihrer positiven Wirkung berücksichtigt.

Die von EDF gewählte Lösung nutzt als Einspeisemittel für die GV die ASG-Motorpumpe der Leitung B, die an der ASG-Abdeckung ansaugt.

Für die Wasserversorgung der Dampferzeuger nutzt die Lösung die ASG-Wanne als Speicherfunktion.

Im Reaktorgebäude (BW) wird eine Ventilstation installiert, um das ASG-Becken sowie die BR- und Brennstoffbecken dauerhaft über die Wasserquelle des Hartkern-Notwassersystems (PNPP0714 und PNPE0258, siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2).



Der Aspekt „Luftautonomie“ für die Steuerung der pneumatischen Organe im Hartkernbetrieb wird ebenfalls durch die Änderung ASG-ND (PNPE0258) behandelt. Die Manövrierfähigkeit der ASG-Wasserversorgungsregelventile der Dampferzeuger durch die ASG-Motorpumpen vom Kontrollraum aus im Hartkernbetrieb ist ebenfalls Gegenstand einer Änderung (TCDI0222).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0714 „Wasserquelle für die Notkühlung Noyau Dur“ wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – §1.2.1.3 beschrieben.

Die Änderung PNPE0258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴ RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Die Änderung TCDI0222 „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit unter Kernbedingungen der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD vom Kontrollraum aus“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen vom 4. ^{ème} RP 900

7.2.1.2 Ausgewählte Lösung für die Integrität der Dichtungen der GMPP

Die Strategie „Noyau Dur“ sieht die systematische Druckentlastung und Kühlung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durch den Sekundärkreislauf vor, insbesondere um die thermohydraulische Belastung der Wellendichtungen der Primärmotorpumpenaggregate (GMPP) zu begrenzen.

Die Wellenabdichtungen von GMPP, die in den Reaktoren des Parks im Einsatz sind, sind nun alle mit der Dichtung Nr. 1 mit Siliziumnitrid-Scheiben und sogenannten „Hochtemperatur“-O-Ringen ausgestattet. Um die Leistungsfähigkeit der GMPP-Wellendichtungen in Hard-Core-Situationen zu demonstrieren, stützt sich EDF auf ein Programm von sieben Tests, die von 2014 bis 2020 auf der Framatome-Testanlage in Karstein durchgeführt wurden. Mit diesen Tests wurde der Einfluss verschiedener Parameter (Druck-/Temperaturprofil stromaufwärts, Konfiguration der Leckageleitung der Dichtung Nr. 1, Verschleiß- und Alterungszustand der Dichtungen usw.) auf das Verhalten der Dichtungen untersucht.

Diese Testreihe hat die inhärente Robustheit der GMPP-Wellendichtungen trotz fehlender Einspritzung in die Dichtungen und fehlender Kühlung der Wärmebarriere deutlich gemacht. Die bei allen durchgeführten Tests beobachteten Leckagemengen der Dichtungen sind mit dem Hardcore-Betrieb vereinbar.

Auf der Grundlage dieser Erkenntnisse wurde die Integrität der Dichtungen in der Strategie für den Hartkernbetrieb aufgewertet.

7.2.1.3 Herabfallen der Trauben

Generischer Teil Lager

EDF führt eine Änderung durch, die im Falle eines Erdbebens eine automatische Reaktorabschaltung (AAR) gewährleistet (Fall PNPP0419). Diese AAR wird durch vier Sensoren in 2/4-Logik aktiviert, die an der Außenwand des Reaktorgebäudes installiert sind. Diese Anordnung wird verstärkt, um ihre Robustheit gegenüber einem starken Erdbeben zu gewährleisten und bestimmte Informationen im Rahmen des Falls PNPE0115 an den Kontrollraum weiterzuleiten.

EDF hat anhand von Berechnungen des mechanischen Verhaltens der verschiedenen Komponenten des Fallkanals (Mechanismen zur Steuerung der Brennelemente und deren erdbebensichere Haltevorrichtung, Behälterdeckeladapter, Elemente im Inneren des Behälters zur Führung der Brennelemente, Brennelementkassetten) nachgewiesen, dass die Brennelemente bei einem SND-Erdbeben herunterfallen und kam insbesondere zu dem Schluss, dass keine Verformung (Knickung) der Brennelementgitter vorliegt.

Ergänzend dazu begründete EDF den Fall der Brennelemente bei leicht verformten Gittern insbesondere mit Hilfe von in Japan erzielten Versuchsergebnissen im Maßstab 1:1.

Konservativ betrachtet berücksichtigt das Verfahren „Noyau Dur“ zur Verhinderung einer Kernschmelze einen unvollständigen Fall der Steuerstäbe, indem es sich auf eine Hochdruck-Bor-Einspritzvorrichtung stützt (§ 7.2.1.4).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0419 „Einführung eines AAR für Erdbeben“ wird derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung werden ebenfalls berücksichtigt. Eine für die Integration der PNPE0115 erforderliche Korrektur wird im Rahmen der ^{ersten} Abschaltung nach der Abschaltung VD4 eingeführt.

Die Änderung PNPE0115 „Automatische Abschaltung des Reaktors bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, erdbebensicherer Reaktorkern“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

7.2.1.4 Notfall-Einspritzung an den Dichtungen der primären Motorpumpen Generischer Teil

Lager

EDF setzt eine Notfallmaßnahme zur Einspeisung an den Verbindungsstellen der Primärmotorpumpen (PNPE0427) ein, um bei Hochdruck im Primärkreislauf in Kernschmelzsituationen borhaltiges Wasser einspeisen zu können. Diese zusätzliche Sicherheitsmaßnahme verhindert einen kritischen Rückfluss im ungünstigen Fall eines unvollständigen Absturzes der Brennelemente. Diese Maßnahme ist Teil des Hartkerns. Sie entspricht der Vorschrift [ND-B].

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE0427 „Einbau einer Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärmotorpumpenaggregate „Noyau Dur“ (PIJ-ND)“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4 RP 900

7.2.1.5 Ventile des Druckhalters

Generischer Teil Lager

Durch die Modifizierung der Ventile des Druckhalters (PNPP0595) kann deren Entlastungskapazität bei niedrigem Druck erhöht und ihre allgemeine Funktionsweise verbessert werden (Robustheit, Stabilität bei Dampf und einphasigem Betrieb, Ausgleich des Behälterdrucks usw.).

Diese Änderung trägt in erster Linie dazu bei, das Risiko einer Kernschmelze unter Druck bei einem Unfall mit Kernschmelze zu begrenzen. Im Rahmen des „Hard Core“-Verfahrens zur Verhinderung von Unfällen mit Kernschmelze verbessert sie die vollständige Öffnung einer Druckausgleichsventil-Entlastungsleitung (LDP) bei niedrigem Primärdruck, was die endgültige Borierung des Primärkreislaufs durch die EAS-ND-Pumpe begünstigt.

Die Änderung des SEBIM-Tandems des Druckbehälters ist eine materielle Änderung, die Folgendes umfasst:

- mechanisch gesehen den Austausch des Kopfes jedes Schutz- und Absperrventils (der Körper, die Düse und der Schutzring der Ventile bleiben erhalten)
- elektrisch: Austausch der Positionssensoren am Ventilkopf und der Elektronikarten im Rack der SEBIM-Positionssensoren in den Elektroräumen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0595 „Ersatz der SEBIM-Ventilköpfe“ wird derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung werden ebenfalls berücksichtigt.

7.2.2 Bereich Brennstoffbecken und Zustand „offener Tank, volles Reaktorbecken“

7.2.2.1 Ziele und untersuchte Konfigurationen

Der Hartkern verhindert das Auslaugen von Brennelementen in Entaktivierungsbecken, auch während der Handhabung in Lagerbecken und Handhabungsräumen, wenn die Kühlmittel (PTR, RRA, Kältequelle RRI/SEC) aufgrund eines Hartkernangriffs ausfallen.

Die Ausgangszustände der Blöcke, die als Grundlage für die Festlegung der Bestimmungen des harten Kerns dienen, unterscheiden zwischen isolierten BR/BK-Becken und Becken, die über eine Transferleitung miteinander verbunden sind:

- Der Zustand „Reaktor vollständig entladen“ (RCD), in dem sich der Brennstoff im Brennelementbecken und das Transferrohr geschlossen befinden. Dieser Zustand gilt sowohl für den Zustand RCD (Auslegungsfall, wobei die gesamte Restleistung im BK liegt) als auch für die Zustände RP, AN/GV, AN/RRA, API, bei denen die Verwaltung der Brennelemente im BK unabhängig von der Verwaltung der Brennelemente im BR erfolgt.
- Der Zustand „Kaltabschaltung für Nachladen“ (APR, offener Behälter und voller Reaktorbecken), wenn das Transferrohr geöffnet ist und das BR-Becken mit dem Brennelementbecken (ohne Damm) verbindet.

7.2.2.2 Wasserauffüllung der Becken

Allgemeiner Teil Lager

Die Vorrichtung besteht aus:

- eine Ergänzung zum Wasser-Kernbrennstoff im Schwimmbad (PNPP0714 und PNPE0258), die der Vorschrift [PISC-A-III] entspricht, die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 herausgegeben wurde, und dessen Dampfauslass,
- eine Notwasserversorgung für den BR-Pool (PNPP0714 und PNPE0258) und dessen Dampfauslass (PNRL0803). Die Notwasserversorgung für den BR-Pool erfolgt im Zustand „Stillstand zum Nachladen“ (APR) durch Schwerkraft aus dem Brennelementbecken über die offen gelassene Transferleitung. Die Spundwände zwischen dem Beckenraum des BR-Beckens und dem Lagerraum des Brennelementbeckens werden entfernt oder geöffnet. Die Türen der Schleuse 0 m (Ablasse für den im BR-Becken erzeugten Dampf) dürfen sich unter der Wirkung des Dampfdurchflusses nicht schließen können. Zu diesem Zweck gewährleistet die Änderung PNRL0803, dass die BR-Schleuse im Hartkern-Zustand offen bleibt. Die Schleusen 0 m von Bugey sind durch die Umsetzung der Maßnahme PNPP0883 (Hochwasserschutz in unmittelbarer Nähe) vor einer externen Hochwasserflutung „Noyau Dur“ (+ 0,7 m) geschützt.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist hinsichtlich seines Zustands keine Besonderheiten auf. [Bilanz zum](#)

Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP0714 „Wasserquelle für die Notkühlung des Reaktorkerns“ ist in Abschnitt I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – §1.2.1.3 beschrieben.

Die Änderung PNPP0883 „Nahschutz des Hartkerns gegen externe Überschwemmungen“ wurde vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE0258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“,
- PNRL0803 „Einrichtung einer Hartkern-Notkühlung im Wasserbecken des Reaktorgebäudes und dessen Dampfauslass“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

7.2.2.3 Überwachung des Beckenfüllstands

Allgemeiner Teil Lager

Der Füllstand der Becken wird durch Füllstandsmessgeräte im Brennelementlagerbecken und im Becken des Reaktorgebäudes (BR) überwacht, die die Steuerung der Nachspeisung (Inbetriebnahme, Abschaltung, Regelung) ermöglichen: Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen der Becken im Reaktorgebäude (PNPE0128) und im Brennelementlagergebäude (PNPP0907) sowie analoge Füllstandsmessung des Brennelementlagers (PNPP0824).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPP0907 „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTR bis“ mit Ausnahme von Band I,
- PNPE0128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,

werden derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 abgeschlossen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung PNPP0824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelementbecken BK“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴ RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Die Änderung PNPP0907 Band I „Behebung des Problems der Blaseninjektion im BK-Becken“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in den Abschnitt 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, die spätestens in Phase B vorgesehen ist.

7.2.2.4 Vermeidung von Entleerungen

Allgemeiner Teil Lager

Für den Hartkern werden zwei große Kategorien von Maßnahmen geprüft und umgesetzt:

- Maßnahmen zur Verhinderung eines Bruchs des Transferrohrs. Das Transferrohr wurde beim SND-Erdbeben auf der Stufe CP0 Bugey getestet.
- Maßnahmen zur Verhinderung von Entleerungen über an die Becken angeschlossene Kreisläufe:
 - automatische Schließung der PTR-Ansaugung des Brennelementbeckens bei einem sehr niedrigen Füllstand im Brennelementbecken (PNPP0402),
 - automatische Isolierung der Filterleitungen des BR-Beckens (PNPP0780),
 - Neudimensionierung des Siphonbrechers in der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementbeckens, um eine mögliche Entleerung aufgrund eines Guillotinebruchs dieser Leitung zu unterbrechen (PNPP0289).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPP0402 „Automatisches Schließen des Ventils PTR 001 VB am NTB-Becken bei Deaktivierung“,
- PNPP0289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennstoffbeckens“,
- PNPP0780 „Automatisierung der Ablassventile des BR-Pools“,

wurden vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.2.2.5 Verhinderung einer Beschädigung des Brennelementbeckens durch herabfallende Lasten

Allgemeiner Teil Lager

Die Hartkern-Maßnahmen basieren auf der Robustheit der Becken und der sie tragenden Strukturen sowie der Transferleitung und der bis zur ersten Absperrvorrichtung angeschlossenen Kreisläufe.

Das Ziel besteht also darin, das Risiko eines Lecks oder einer Beschädigung der Beckenstruktur im Falle eines Sturzes einer Last, die auf das Becken fällt, zu vermeiden, sei es durch „Herunterfallen“ der Brennelementkassette während der Handhabung oder durch den Sturz der Transportverpackung des abgebrannten Brennstoffs in die Ladegrube oder in den Handhabungstrichter.

❖ Herunterfallen der Brennelementkassette während der Handhabung

Die für den Kern Kern umgesetzten Maßnahmen dienen dazu, ein Herunterfallen der Baugruppe während der Handhabung zu verhindern. Es handelt sich um Maßnahmen zur Sicherung der Brennelementkassette während der Handhabung auf der Lademaschine auf der Beckenseite des Reaktorgebäudes (BR) (PNPP0975) sowie auf der Brücke und der Hilfsbrücke des BK (PNPP0913).

Ergänzend zu diesen Maßnahmen und außerhalb des Hartkerns wendet EDF ein ausfallsicheres Verfahren an, um die während der Handhabung im Brennelementbecken befindliche Brennelementkassette im Falle eines Stromausfalls in eine sichere Position zu bringen (PNPP0549 Manuelle Notsteuerungen).

❖ Herunterfallen einer Transportverpackung

Das Risiko des Herunterfallens einer Transportverpackung für abgebrannte Brennelemente im BK ist angesichts der folgenden Faktoren gering:

- Einerseits weisen die schweren Brücken DMK des Lagers CP0 Bugey eine hohe Zuverlässigkeit hinsichtlich des Lastabfalls in allen Situationen ihres normalen Betriebs auf.
- Andererseits ist die DMK-Schwerlastbrücke so konstruiert, dass sie bei einem auslegenden Erdbeben ein Herunterfallen der Last verhindert.

Dennoch wurden Studien durchgeführt, die Lastabfälle unterstellen, und es wurden Maßnahmen außerhalb des Hard Core getroffen, um deren Folgen zu verhindern oder zu begrenzen (PNPP0877):

- Für die Ladegrube: Einbau eines hydraulischen Dämpfers, um jegliches Risiko einer Erschütterung der BK-Struktur zu vermeiden und die Belastungen auf die in der Verpackung befindlichen Brennelemente zu begrenzen;
- Für den Fördertrichter:
 - Die gewählte Lösung besteht darin, während des Transports vorübergehend eine Energieabsorptionsvorrichtung (DAE) am Boden unter dem Fördertrichter anzubringen. Diese Vorrichtung gewährleistet die Unversehrtheit der Baukonstruktion im Falle eines Sturzes der Verpackung.
 - Beim Absenken der Verpackung muss diese Vorrichtung entfernt werden, sobald die untere Kante der Verpackung eine bestimmte Höhe erreicht hat, damit der Transportwagen unter den Fördertrichter gefahren werden kann. Umgekehrt kann die Absorbervorrichtung beim Anheben erst aktiviert werden, wenn der Transportwagen entfernt wurde. Da die Handhabungsphasen, in denen die Vorrichtung nicht eingesetzt wird, mit einer geringeren Fallenergie einhergehen, sind die Auswirkungen auf den Bau weniger gravierend und akzeptabel.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten gegenüber dem Zustand „Palier“ auf.

Die Erdbebensicherheit des Hartkerns der Brennelementlademaschine des Kernkraftwerks Bugey wurde nachgewiesen. Die Änderung PNPP0975 „Erdbebensicherheit des Hartkerns der Lademaschine“ wird daher nicht in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP0549 „Sichere Positionierung einer Brennelementkassette“ wurde vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die Auswirkungen dieser Änderung auf die Dokumentation wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP0877 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Abfederung des Sturzes einer Verpackung von

Die Maßnahme „Brennstoffabfälle“ wird im Rahmen eines spezifischen Programms umgesetzt und spätestens Ende 2025 in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey integriert.

Die Änderung PNPP0913 „Verstärkungen gegen Erdbeben im Kernbereich der Brücken des Brennelementgebäudes“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

7.2.2.6 Rückkehr zur Langzeitkühlung

Generischer Teil Lager

Das Hard-Core-Verfahren bei einem Kühlungsverlust im Brennelementbecken besteht darin, die Restleistung der im Brennelementbecken befindlichen Brennelemente, einschließlich derjenigen, die gerade gehandhabt werden, durch Verdampfung abzuleiten, indem sie mit Hilfe der Hard-Core-Reserve unter Wasser gehalten werden.

Die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens wird in Hard-Core-Situationen durch die Inbetriebnahme der Vorrichtung „PTR bis“ spätestens 15 Tage nach Beginn der Hard-Core-Situation sichergestellt. Die Änderung „PTR bis“ (PNPP0907) wird in Abschnitt 3 beschrieben. Die Bestimmung „PTR bis“ entspricht der Vorschrift [PISC-A-III], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde.

Im APR-Zustand führt die Inbetriebnahme der Rückkühlung durch die Vorrichtung „PTR bis“ zu einem Durchfluss vom Brennstoffbecken zum BR-Becken durch das Transferrohr, der viel höher ist als der Durchfluss, der durch die Wasserzufuhr aus dem Hartkern-Nachspeisesystem entsteht (PNPP0714 und PNPE0258, siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2). In diesem Fall ist eine Borzufuhr erforderlich, um ein potenzielles Risiko einer erneuten Kritikalität des Kerns im Behälter durch heterogene Verdünnung zu verhindern. Zu diesem Zweck wird vor dem Start des PTR bis von der FARN ein Borierungsmittel (mobile Borierungseinheit) eingesetzt. Mit diesem Mittel kann eine Bor-Konzentration injiziert werden, die über der kritischen Bor-Konzentration des Kerns im Behälter liegt, wodurch die Bor-Konzentration im Brennelementbecken erhöht wird. So kann das Risiko einer heterogenen Verdünnung vor der Inbetriebnahme des PTR bis ausgeschlossen werden.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0907 „Schaffung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTR bis“ mit Ausnahme von Band I wird derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung PNPP0907 Band I „Behebung des Problems der Blaseninjektion im BK-Becken“ wird im Rahmen eines spezifischen Programms mit einer Integration in den Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, die spätestens in Phase B vorgesehen ist.

7.2.3 Minderung des Unfalls mit Kernschmelze

7.2.3.1 Ziel und Funktionsprinzipien

Der Hartkern gewährleistet die Isolierung des Sicherheitsbehälters und verhindert das Umgehen dieser Barriere. Der Hartkern begrenzt den Druck im Inneren des Sicherheitsbehälters, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss.

Die Bestimmungen des Kerns, die zur Begrenzung radioaktiver Ableitungen und langfristiger Auswirkungen auf die Umwelt festgelegt wurden, berücksichtigen Fälle einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters in einem der Reaktoren des Standorts.

Die damit verbundenen funktionalen Maßnahmen werden im folgenden Abschnitt vorgestellt. Ergänzend dazu tragen bestimmte Änderungen der Robustheit des harten Kerns, die in den Abschnitten 7.3 „*Unterstützende Funktionen*“ und 7.6 „*Auslegung des Hartkerns hinsichtlich aggressiver Einwirkungen und deren Auswirkungen*“ genannten Änderungen zur Robustheit des Hartkerns tragen zur Minderung von Unfällen mit Kernschmelze bei.

Die Eindämmung und Begrenzung der Freisetzung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze wird insbesondere gewährleistet durch:

- die Isolierung des Sicherheitsbehälters,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter und die Begrenzung seines Drucks durch ein Hartkern-Kühlsystem (EAS-ND),
- die Beherrschung des Wasserstoffrisikos durch passive autokatalytische Rekombinatoren (RAP),
- Kühlung des Coriums im Falle eines Durchbruchs des Behälters, um ein Durchbrechen der Bodenplatte zu verhindern, mit erneuter Befüllung des Behälterraums und des angrenzenden RIC-Raums nach dem Trockenverteilen des Coriums.

7.2.3.2 Verbundene Maßnahmen

Die für die Minderung eines Unfalls mit Kernschmelze bewerteten Kernhartbestimmungen lauten wie folgt:

- EAS-ND (PNPP0811);
- Management von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze (PNPP0541);
- Einrichtung einer Vorrichtung zum Trockenverteilen und zur Stabilisierung des Coriums unter Wasser (PNPP0976);
- Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns (RIC) und dem Sumpfbereich am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes (PNPE0460);
- Isolierung des Sicherheitsbehälters (ein für den Hartkern durch eine Durchführung aufgewertetes Bauteil);
- Passive autokatalytische Rekombinatoren (Änderung bereits umgesetzt);
- Notstromversorgung einer Reihe von Lüftungs- und Luftfilteranlagen im Kontrollraum durch das DUS über die Stromverteilung des Hartkerns;
- Verbesserung der Zuverlässigkeit der Ventilsteuerung des Druckreglers (PNXX0721);
- Ersatz der SEBIM-Ventilköpfe (PNPP0595);
- Elektrische Notversorgung der Ventilsteuerung des Druckausgleichsgeräts durch das DUS;
- Verstärkung der SAS BR-Bullaugen (PNPP0631);
- Erkennung möglicher interner Leckagen des EAS-ND-Wärmetauschers zur Überwachung der Kontaminationsfreiheit der Kältequelle (Messung auf Basis einer von der FARN eingesetzten mobilen Vorrichtung);
- Einrichtung einer Corium-Ausbreitungserkennung im RIC-Raum (Kerninstrumentierung) (PNPE0387);

- EAS ND – Mobile Kältequelle – Errichtung von Befestigungspfosten für die Pumpengruppen der Kältequelle Noyaux Dur (PNPP0972);
- Einrichtung einer Messstelle für den Sumpf im Reaktorgebäude (PNPE0386);
- Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfsysteme des Reaktorgebäudes (PNPE0410);
- Spezifische Gestaltung des Standorts für die ultimative Kältequelle: Zugangsrampen zur Kältequelle (PNRL0844). Diese Bestimmungen

sind in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze beschrieben.

Die Isolierung der Rücklaufleitung der GMPP-Dichtungen im Hardcore-Szenario wird durch das Schließen des Außenventils der bestehenden Durchgangsverschraubung gewährleistet. Über diese Maßnahme hinaus wird derzeit eine Verstärkung des Rücklaufleitungsabschnitts der GMPP-Verbindungen im Raum des Isolierventils des äußeren Reaktorgebäudes geprüft, um dessen Integrität und das ordnungsgemäße Schließen des Ventils auch bei möglicherweise höheren Druck- und Temperaturbedingungen in der Leitung zu gewährleisten (PNPE0504).

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE0504 „Halten der Rückführungsleitung an der Dichtung Nr. 1 GMPP in geschlossener Position bei Kern-Hard- und H3-Situation“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

7.3 FUNKTIONEN UNTERSTÜTZUNG

7.3.1 Diesel für den Notfall (DUS)

Generischer Teil Lager

Der Notstromdiesel gehört zu den neuen SSC des Hartkerns. Seine Aufgabe ist es, die Funktionen, die dies benötigen, mit Strom zu versorgen. Der DUS ist in einem neuen Betongebäude (HDU) untergebracht. Die gesamte Anlage ist erdbebensicher (SND) und vor Gefahren für den Hartkern (Tornados, Überschwemmungen, Blitzschläge) geschützt. Seine Leistung beträgt 3050 kWe netto, und EDF installiert einen pro Reaktor in seinem in Betrieb befindlichen Park.

Die DUS-Anordnung umfasst die gesamte Ausrüstung zur Stromerzeugung und -verteilung des Gebäudes, in dem sie sich befindet:

- Dieselaggregat mit Hilfsaggregaten,
- Hoch- und Niederspannungsstromverteilung, Notstromquellen und -batterien für die Steuerung und Regelung des Stromaggregats und seiner Hilfsaggregate,
- Steuerung der Anlage und Kommunikation mit dem Kraftwerksblock.

Eine elektrische Verbindung zu einer gemeinsamen Anlagen-Schalttafel ermöglicht eine permanente Klimatisierung. Die DUS startet automatisch bei Ausfall ihrer permanenten Stromversorgung, um ihre eigene Klimatisierung durch Selbstversorgung sicherzustellen und somit ihre Verfügbarkeit aufrechtzuerhalten. Sie verfügt außerdem über ein Belüftungs- und Klimatisierungssystem für die Räumlichkeiten des Gebäudes.

Es sind auch Anschlussvorrichtungen vorgesehen, um den Anschluss mobiler Einrichtungen zu ermöglichen:

- eine spezielle, vor Witterungseinflüssen geschützte Entleerungsleitung für die Kraftstoffzufuhr,
- ein elektrischer Anschlusskasten für die Verteilung einer 6,6-kV-Stromversorgung,
- eine Vorrichtung zum Anschluss an den Startluftkreislauf des Stromaggregats, um es bei Bedarf mit einem mobilen Kompressor zu unterstützen.

Die Kraftstoffautonomie des DUS beträgt bei voller Auslastung 3 Tage. Er ist für einen wartungsfreien Betrieb *von mindestens* 15 Tagen ausgelegt.

Diese Anordnung ermöglicht es, bei einem Ausfall aller externen und internen Stromquellen die Stromversorgung aller Geräte des Hard Core im Falle einer „*Hard Core*“-Situation sicherzustellen.

Die Einrichtung dieses DUS ist mit der Änderung PNPP0666 verbunden.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0666 „Diesel als letzte Notfallversorgung“ wurde vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.3.2 Stromverteilung Kernbereich

Allgemeiner Teil Palier

Das von EDF gewählte Design der elektrischen Kernverteilung der Kernmaterialien (PNPE0068) entspricht sowohl

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz
- die Betriebsauflagen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Stromverteilung zu beeinträchtigen.

Die mit dem DUS verbundene elektrische Architektur ist eine der Unterstützungsfunktionen für die SSC des Hard Core und entspricht somit den Sicherheitszielen des Hard Core. In diesem Zusammenhang besteht die Sicherheitsfunktion der elektrischen Architektur darin, die vom DUS oder von den von der Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN) eingesetzten Notstromversorgungsmitteln gelieferte Energie über eine robuste elektrische Architektur umzuwandeln und an alle SSC des Hartkerns, insbesondere an die Hartkern-Leitstelle (CC ND), zu verteilen.

Die Stromverteilung des Hartkerns versorgt alle Aktoren des Hartkerns:

- neue Geräte (z. B. EAS-ND-Hardcore-Pumpe),
- bestehende Geräte, die zum Noyau Dur gehören.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands der Lagerung auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE0068 „Einrichtung einer Hardcore-Stromverteilung“ wird derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4-RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung werden ebenfalls berücksichtigt.

7.3.3 Aufteilung der Elektroräume

Allgemeiner Teil Lager

Die Belüftung der Elektroräume ist erforderlich, um eine für den Betrieb der elektrischen Geräte des Hard Core in den bestehenden Räumen akzeptable Temperatur zu gewährleisten. Die Sicherheitsposition „Recycling“ der Frischluftzufuhrventile wird genutzt, ebenso wie eine lokale Bedienung, um sie bei hohen Außentemperaturen wieder auf Vollfrischluft umzustellen.

Da die vorhandenen Batterien als „Hard Core“ eingestuft sind, ist eine Belüftung der Batterieräume erforderlich, um eine Wasserstoffansammlung nach ihrer Wiederaufladung durch das DUS zu verhindern. Die Absaugung über Kanal B ist für diese Funktion sowie für das Offenhalten der Brandschutzklappen am Kanal B ausreichend.

Es werden Änderungen vorgenommen, um die Effizienz der Klimatisierung der Elektroräume im Rahmen der thermischen Studien im Zusammenhang mit dem Hard Core zu verbessern.

Darüber hinaus werden spezielle Maßnahmen zur Wärmeabfuhr geprüft, um bei Bedarf mittel- und langfristig zufriedenstellende Temperaturbedingungen in bestimmten Räumen des Elektrikkontrollgebäudes, darunter der Notstrominsel, in Kernfall-Situationen mit langfristigem Ausfall der normalen Kühlung (Ausfall der Kältequelle) zu gewährleisten (PNPE0459).

Die Belüftung der Batterieräume wird bei einem SND-Erdbeben verstärkt (PNPE0118).

Die Überlebensinsel ermöglicht die Lagerung und das Aufladen von Krisenmanagement-Ausrüstung, die in einer Krisensituation nützlich sein kann. Um das Aufladen bestimmter Krisenausrüstung zu gewährleisten, wurden in der Überlebensinsel spezielle 220-V-Steckdosen installiert, die vom DUS (PNPE0412) gesichert werden.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Der Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE0118 „Erdbebensicherung der Belüftung der Batterieräume“ wurde in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE0412 „Einbau von 220-V-Steckdosen in der Notstrominsel, die vom DUS versorgt werden“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Die Änderung PNPE0459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektrischen Gebäudes, darunter der Notstrominsel, bei Ausfall der Kältequelle“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

7.3.4 Leitstand Hartkern

Generischer Teil Lager

Das von EDF ausgewählte Steuerungs- und Kontrollkonzept für den Betrieb der Anlagen des Hartkerns (PNPP0688 und PNPE0073) erfüllt folgende Anforderungen:

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz
- den Betriebsauflagen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Zugsteuerung/Zugsicherung in Frage zu stellen.

Die Bestimmungen, die zur Steuerung und Kontrolle der Hardcore-Mittel beitragen, müssen den Anforderungen an die Robustheit in Hardcore-Situationen und deren Auswirkungen entsprechen, sofern diese betroffen sind.

Die für die Einrichtungen des Kernbereichs erforderliche Steuerung und Regelung besteht aus zwei Untereinheiten:

- einem Teil, der sich auf die bestehende Zugsteuerung stützt,
- ein Teil, der aus einer neuen Steuerungs- und Kontrollvorrichtung besteht, die den Anforderungen des Hard Core entspricht und mit den neu installierten Geräten verbunden ist.

Bei einem Ausfall der Stromversorgung der Schalttafeln (Quellenschalttafeln des Blocks) erfolgt die Stromversorgung der Hartkern-Steuerung (CC-ND) über Spannungen aus den Schalttafeln der mit dem DUS verbundenen ND-Elektroarchitektur.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE0073 „Einführung einer Hardcore-Steuerung für die vorhandenen Anlagen“,
- PNPP0688 Band A „Einführung einer Hardcore-Steuerung für neue Geräte“,

werden derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey implementiert, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4RP 900 abgeschlossen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung PNPP0688 Band B „Einführung einer Hardcore-Steuerung für neue Geräte“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

Die Änderung PNPP0688 Band E „Einführung einer Hardcore-Steuerung für neue Geräte“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

7.3.5 Wasserquelle Hartkern

Generischer Teil Lager

Die Wasserquelle „Hartkern“ dient der Wasserversorgung der ASG-Wanne der Sekundärkühlung des Hartkerns sowie der Nachspeisung der Becken. Diese Wasserquelle „Hartkern“ ist robust gegen die aggressiven Einflüsse des Hartkerns ausgelegt (siehe § 0).

Die Architektur der Wasserquelle für den Hartkern (PNPP0714 und PNPE0258) ist Teil der Gesamtarchitektur der Hartkern-Zusatzversorgung, die Folgendes umfasst:

- eine Wasserquelle aus einer Grundwasserfassung oder einem Speicher, die je nach Standort mit einer Pumpvorrichtung ausgestattet ist,
- eine in den Reaktorblock integrierte Ventilstation pro Block, in der die Ventile zusammengefasst sind, die für die Versorgung der verschiedenen Verbraucher,
- eine Stromversorgung sowie eine Filteranlage (falls erforderlich),
- eine vom DUS gesicherte Stromversorgung des Pumpensystems (je nach Standort erforderlich),
- robuste unterirdische Leitungsnetze für die Wasser- und Stromversorgung der Pumpvorrichtungen (falls erforderlich).

Die Wasserquelle der Hartkern-Reserve muss die Versorgung des ASG-Beckens und des Brennelementbeckens mit Rohwasser gemäß den folgenden Anforderungen ermöglichen:

- Angenommene Einsatzdauer: 15 Tage ohne wartungsbedingte Unterbrechung,
- Autonomie vor Ort: 3 Tage ohne Eingreifen der FARN,
- Wasserqualität: Rohwasser (ggf. gefiltert), das mit den Betriebseigenschaften der MPS ASG kompatibel ist, die während 15 Tagen Betrieb genutzt wird.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Abschnitts

Die Änderung PNPP0714 „Wasserquelle für die Notkühlung des Reaktorkerns“ wird in Abschnitt I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 1.2.1.3 Zusätzliche Studien behandelt.

Die Änderung PNPE0258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

7.4 DIE NUKLEARE SCHNELLREAKTIONSTRUPPE (FARN)

Die Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN) ist dafür zuständig, Material und Personal zur Unterstützung der Teams eines Kernkraftwerks bei der Bewältigung einer Krise mit der Gefahr einer Freisetzung in die Umwelt bereitzustellen.

Die Mobilisierung der FARN wird vom nationalen Krisendirektor (PCD-N) im Rahmen der Auslösung eines internen Notfallplans (PUI) beschlossen. Die FARN wird unter der Leitung der Nationalen Krisenorganisation EDF eingesetzt. Der Einsatzleiter vor Ort (FARN-D) koordiniert den Einsatz der FARN in Zusammenarbeit mit dem lokalen Krisenstab (Poste de Commandement Décision) und unter der Aufsicht des Kraftwerksleiters, der die Verantwortung als Betreiber der Kernanlage trägt.

Diese nationale Verstärkung durch EDF erfolgt in Form von vier FARN-Konvois, die von den Kraftwerken Bugey, Civaux, Dampierre und Paluel aus starten. Ergänzt wird dieser Einsatz durch ein Erkundungsteam der Krisenmanagementzentrale mit Sitz in der Region Paris. Spezifische Mittel können auch von einem nationalen Lager in der Oise aus transportiert werden.

Nach ihrer Alarmierung erreichen die FARN-Teams den Standort in weniger als 12 Stunden, und die zusätzlichen Mittel werden spätestens 24 Stunden nach ihrer Alarmierung in Betrieb genommen.

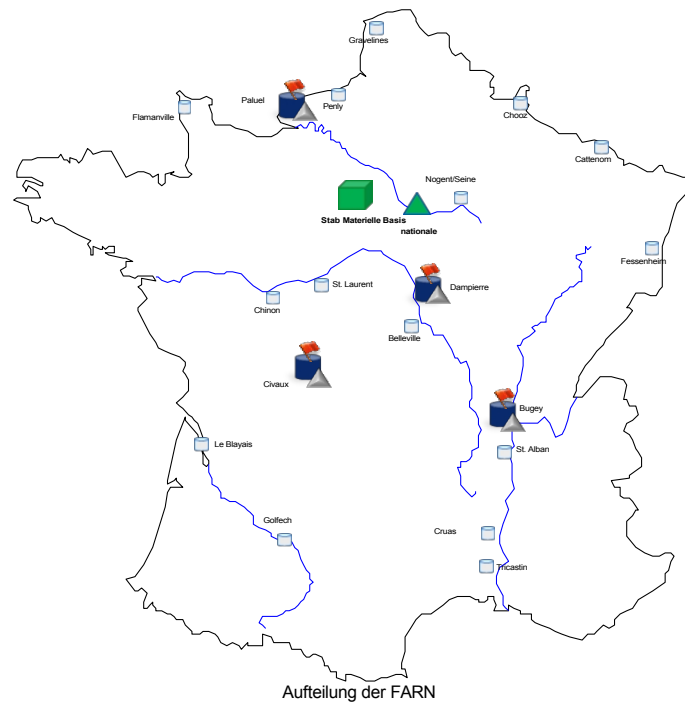
Die FARN ist so dimensioniert, dass sie gleichzeitig sechs Reaktoren unterstützen kann. Ein Teil der FARN-Teams ist auch in der Lage, das Schichtteam zu unterstützen und es in einer stabilisierten Situation abzulösen, bis die Solidarität der Stufe (Verstärkung durch Personal eines anderen Kraftwerks derselben Stufe) eintrifft. Die FARN kann auch Umweltüberwachungsbaken mit Satellitenübertragung einsetzen.

Die Unterstützungsaufgaben für den Kernbereich umfassen:

- Kraftstoff- und Ölnachfüllung für die Notstromaggregate (DUS) und den Stromgenerator des lokalen Krisenzentrums (CCL) ab 3 Tagen,
- Wasserauffüllung der Wasserreserve des Kernbereichs (PNPP0714 und PNPE0258, siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2):
 - ab 3 Tagen, wenn es sich um eine neue Speicheranlage handelt oder wenn die gesamte oder ein Teil der Kernhärte-Zusatzanlage ersetzt wird (PNPP0714 und PNPE0258, siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2),
 - frühestens 3 Tage nach Beginn der Übergangsphase, wenn die Wasserquelle der Kernreserve aus einem Grundwasserbrunnen besteht,
- die Druckluft-Ergänzung für den SAR-Kreislauf vor Ablauf von 36 Stunden,
- Transport und Inbetriebnahme der Hartkern-Kältequelle (SF-ND) zur Kühlung der Geräte ^{EAS-ND⁶} oder PTR bis,
- Transport der lokalen Teams zum isolierten Kraftwerk,
- Unterstützung der Teams vor Ort bei der Einrichtung und Überwachung der lokalen Krisenmaßnahmen (MLC).

Die Mittel der FARN sind auf vier regionale Stützpunkte (Bugey, Civaux, Dampierre, Paluel), einen nationalen Lagerstützpunkt für Material (in St. Leu d'Esserent im Département Oise) und die Krisenleitung im Großraum Paris verteilt.

⁶ Im speziellen Fall des Kernkraftwerks BUGEY zeigen Studien, dass die Inbetriebnahme des EAS-ND innerhalb von 13 Stunden erfolgen muss.



Ein regionaler FARN-Dienst umfasst etwa 70 Mitarbeiter, von denen jede Woche 14 im Bereitschaftsdienst sind. Jeder regionale Dienst verfügt über die gleiche Ausrüstung.

Die FARN ist so dimensioniert, dass sie in den ersten 72 Stunden völlig autonom handeln kann.

In ihrem Einsatzplan sieht die FARN eine Bündelung der Ressourcen auf einem Stützpunkt (der in den ersten Stunden der Krise festgelegt wird) im Umkreis von 20 bis 30 km um das Kraftwerk vor.

Die Zuverlässigkeit der operativen Reaktion der FARN basiert auf vier Säulen:

- robuste und benutzerfreundliche Einsatzrüstung,
- Kompetenzen, die für Einsätze unter schwierigen Bedingungen geeignet sind,
- robuste Methoden, die eine Anpassung an die jeweiligen Situationen ermöglichen,
- regelmäßige Schulungen zur Beherrschung der Methoden und Werkzeuge.

Die Einsatzmethoden der FARN legen den Schwerpunkt auf die Anpassungsfähigkeit der Teams an verschiedene Einsatzszenarien: Zerstörung der Infrastruktur und Isolierung des Standorts, teilweise oder vollständige Nichtverfügbarkeit der lokalen Teams, radiologische und chemische Risiken.

Um diesen Anforderungen gerecht zu werden, werden bei der Auswahl der mobilen Ausrüstung robuste, langlebige Geräte bevorzugt, die die gesamte damit verbundene Logistik (Transport, Versorgung) integrieren. Die Ausrüstung muss so standardisiert wie möglich, leicht austauschbar und einfach zu handhaben sein. Sie muss für den Transport auf der Straße, in der Luft und auf Lastkähnen geeignet sein. Außerdem wird die Interoperabilität mit anderen Krisenakteuren angestrebt (Feuerwehr, Zivilschutz, Militär).

Die meisten FARN-Teammitglieder üben an ihrem Stammkraftwerk noch einen weiteren Beruf aus (Betrieb, Wartung, Logistik, Strahlenschutz usw.). Nach einer sechswöchigen Grundausbildung widmen sie sich zwanzig Wochen im Jahr ihrer FARN-Tätigkeit. Diese Tätigkeit umfasst die Instandhaltung der Anlagen, regelmäßige Schulungen und mehrere umfassende Notfallübungen pro Jahr.

Die so definierte und aufgebaute FARN-Organisation ist seit Ende 2015 bei EDF voll einsatzfähig.

7.5 LOKALES KRISENZENTRUM

Generischer Teil Lager

Das Ziel des lokalen Krisenzentrums (CCL) besteht darin, dem Betreiber des Kernkraftwerks die langfristige Bewältigung einer schweren Krise (insbesondere eines Krisenmanagements für mehrere Reaktoren) zu ermöglichen. Es gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Zugänglichkeit, Autonomie und Wohnbarkeit und ist so dimensioniert, dass es den für den Hartkern festgelegten externen Einwirkungen standhält.

Das CCL schützt seine Nutzer vor einer radioaktiven Außen- und Innenatmosphäre (Kontamination). Zu diesem Zweck verfügt das CCL über einen passiven konstruktiven Schutz, der auf der Grundlage der maximalen Strahlungswerte außerhalb des Standorts dimensioniert ist, sowie über eine Filteranlage, die den Gehalt an Kontaminations-/Bestrahlungsquellen im Falle einer Freisetzung nach einem vollständigen Kernschmelzunfall in einem Block 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 Situation außerhalb des Standorts, insbesondere um die dosimetrischen Bedingungen innerhalb des Standorts nicht zu verschlechtern, falls die Außenumgebung besonders kontaminiert sein sollte.

Das CCL ist auch so dimensioniert, dass es seine Bewohner vor chemischen Risiken schützt.

Das CCL verfügt über eine Übersicht über alle für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen aus allen Bereichen des Standorts. Die Weiterleitung der Informationen aus den Bereichen erfolgt automatisch. Organisatorische Vorkehrungen ermöglichen die Weiterleitung der für das Krisenmanagement relevanten Daten, falls die Übermittlung der Informationen nicht mehr gewährleistet ist (insbesondere durch verschiedene drahtgebundene oder satellitengestützte Telekommunikationsmittel oder sogar durch autonome Telekommunikationsmittel über Satellitentelefon).

Das CCL verfügt über eine autonome Stromversorgung, die durch einen Notstromaggregat (GES) und Batterien gewährleistet wird. Ohne jeglichen lokalen Eingriff beträgt die Autonomie des Aggregats bei voller Beladung (Kraftstoff, Schmiermittel) 72 Stunden. Darüber hinaus werden bei Bedarf durch die FARN Nachfüllungen vorgenommen.

Die Einsatzdauer des Notstromaggregats ist konstruktionsbedingt auf 15 Tage festgelegt, ohne dass Wartungsarbeiten erforderlich sind, die eine Abschaltung des Aggregats erfordern würden. Das CCL verfügt über einen Anschluss („Stecker“), über den die FARN die für die Stromversorgung des CCL erforderlichen Geräte von außen anschließen kann.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Bauarbeiten am CCL Bugey sind Gegenstand der Änderungen PNPP0765 „Bau CCL“ und PNPP0683 „Bau CCL – Weiterleitung von Informationen zum Reaktorblock an das CCL“. Diese Änderungen werden im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in das Kernkraftwerk Bugey spätestens bis Ende 2026 umgesetzt.

7.6 DIMENSIONIERUNG DES HARTS KERNES GEGENÜBER AGGRESSIONEN UND DEREN AUSGELÖSTEN AUSWIRKUNGEN

Der Hartkern muss für sogenannte Hartkern-Eingriffe ausgelegt sein (d. h. Eingriffe, deren Schweregrad deutlich über dem im Sicherheitsreferenzsystem für Anlagen berücksichtigten Schweregrad liegt). In den folgenden Abschnitten sind die bei der Auslegung berücksichtigten Eingriffe sowie deren Merkmale und die damit verbundenen Schutzmaßnahmen aufgeführt.

Die berücksichtigten externen natürlichen Einwirkungen sind Erdbeben, Überschwemmungen und Tornados.

7.6.1 Erdbeben im Kernbereich

Allgemeiner Teil Lager

☐ Die
Gefahr

Das für den Kernbereich zu berücksichtigende extreme Erdbeben wird durch die Vorschrift ECS-ND7 des Beschlusses Nr. 2014-DC-0396 der französischen Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. Januar 2014 definiert, der für das Kernkraftwerk Bugey gilt:

„Die für die SSC des Hartkerns zu berücksichtigende Erdbebengefährdung, definiert durch ein Antwortspektrum, muss:

- die Sicherheitserhöhung für Erdbeben (SMS) des Standorts, erhöht um 50 %,
- die Umhüllung der probabilistisch definierten Standortspektren mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren
- bei ihrer Definition die besonderen Auswirkungen des Standorts und insbesondere die Beschaffenheit des Bodens zu berücksichtigen sind.

Die so definierten Spektren werden als „SND“ (Séisme Noyau Dur, Kernbeben) bezeichnet. Diese seismischen Spektren sollen signifikante Sicherheitsmargen gegenüber dem Séisme Majoré de Sécurité (SMS, erhöhtes Sicherheitsbeben) bieten.

☐ Überprüfungsmethode und umgesetzte Verstärkungen

Wenn der SND über dem Bemessungserdbeben liegt, werden die bestehenden SSC anhand von Leitfäden zur Erdbebenfestigkeit je nach Materialgruppe auf ihre Robustheit gegenüber dem SND des Standorts Bugey überprüft und bei Bedarf verstärkt. Die Identifizierung der SSC, die verstärkt werden müssen, um die von EDF in Anwendung der Vorschrift [ECS-ND7] festgelegte Erdbebensicherheit zu gewährleisten, entspricht der technischen Vorschrift [AGR-F-I], die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 herausgegeben wurde.

Die folgenden Änderungen zur Verstärkung der bestehenden SSC werden im Rahmen der Vorschrift [AGR-F-II] durchgeführt:

- SND-Robustheit der Kernbelüftungssysteme (PNPE0358),
- Robustheit der Rohrleitungen gegenüber SND (PNPE0332),
- Robustheit der elektrischen Ausrüstung und der Steuerungs- und Kontrollsysteme gegenüber SND (PNPE0357),
- Robustheit der Instrumentierung gegenüber SND (PNPE0478),
- Robustheit gegenüber SND von Kabelkanälen (PNPE0285),
- Verstärkung des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs gegenüber SND (PNPE0333),
- Robustheit gegenüber SND von BAN/BL/BPO-Gebäuden (PNPE0056),
- Isolierung der PTR-Entmineralisatoren (PNPE0428),
- Austausch des Hartkern-Sensors für den Füllstand der PTR-Tankabdeckung (PNPE0336),

- Robustheit gegenüber SND mehrerer Messketten, die für die Steuerung in einer Hardcore-Situation erforderlich sind, mit Weiterleitung an den Kontrollraum, wie z. B. Messungen des Wasserstands in Schwimmbädern (PNPE0128, PNPP0824, PNPP0907), repräsentative Messungen der Wirksamkeit der Hochdruck-Borierung (PNPE0298), eine spezifische Messung des Füllstands der BR-Sammelbehälter (PNPE0386), repräsentative Messungen eines Ausfalls der Sicherheits-Kältequelle (PNPE0305) sowie Messungen zur Erkennung eines signifikanten Erdbebens und zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei einem signifikanten Erdbeben (PNPE0115).

EDF wird die ergänzenden Studien als Antwort auf die Vorschrift [AGR-F-III] durchführen:

„Für die Reaktoren der Kernkraftwerke Blayais, Bugey, Chinon, Cruas und Tricastin prüft der Betreiber Möglichkeiten zur Verstärkung, um höheren Erdbebenrisiken als den in Abschnitt I genannten gerecht zu werden, um Unsicherheiten bei der Bestimmung des Extremrisikos und möglichen standortspezifischen Auswirkungen Rechnung zu tragen. Er legt die möglichen Änderungen fest, die im Hinblick auf die Sicherheitsanforderungen und den damit verbundenen Zeitplan umgesetzt werden müssen.“

Für die neuen SSC des Kernbereichs, die Gegenstand gesonderter Verfahren sind, wird ein gegenüber dem SND-Spektrum erhöhtes Spektrum zugrunde gelegt.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf. Bilanz des

Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPP0907 „Entwicklung eines mobilen, diversifizierten Kühlsystems PTR bis“ mit Ausnahme von Band I,
- PNPE0128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,

werden derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey eingeführt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4. RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Die Änderung PNPP0907 Band I „Behebung des Problems der Blaseninjektion im BK-Becken“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, die spätestens in Phase B vorgesehen ist.

Die Umsetzung der folgenden Änderungen am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey ist im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 in Anwendung der Vorschrift [AGR-F-II] vorgesehen:

- PNPE0056 „Erdbebensicherheit des Gebäudekerns BAN / BL / BPO“,
- PNPE0115 „Automatische Abschaltanweisung für Reaktoren bei Erdbeben und Information über ein bedeutendes Erdbeben, Erdbebensicherheit des Kernbereichs“,
- PNPE0285 „Erdbebensicherheit des Kernbereichs von Kabelkanälen“,
- PNPE0298 „Erdbebensicherheit des Kernbereichs der Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung“,
- PNPE0305 „Einrichtung einer Erkennung einer H1-Situation, die robust gegenüber Erdbeben im Kernbereich ist“,
- PNPE0332 „Erdbebensicherheit von Rohrleitungen im Kernbereich“,
- PNPE0336 „Ersatz des Hardcore-Sensors für den Füllstand der PTR-Plane“,

- PNPE0357 „Erdbebensicherheit des Hard Core von elektrischen Geräten und Steuerungs- und Kontrollsystemen“,
- PNPE0358 „Erdbebensicherheit des Kernbereichs der Kernbereich-Lüftungssysteme“,
- PNPE0428 „Erdbebensicherheit des Kernbereichs – Isolierungsvorrichtung für PTR-Entmineralisierer“,
- PNPE0478 „Erdbebensicherheit der Instrumentierung“,
- PNPP0824 „Hinzufügen einer analogen Füllstandsmesskette für den Brennelementbecken-Kühltank“.

Die Änderung PNPE0386 „Einbau einer Sumpfmessleitung im Reaktorgebäude“ ist in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze beschrieben.

Die Änderung PNPE0333 „Erdbebensicherung des Hartkerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey wie folgt umgesetzt:

- Band A bezüglich der Verstärkungen im Zusammenhang mit den DRR spätestens bei der 2. Abschaltung nach der Abschaltung VD4,
- Band B bezüglich der Verstärkungen im Zusammenhang mit dem SND spätestens in Phase B.

7.6.2 Externe Überflutung des Hartkerns

Allgemeiner Teil Lager

❖ Das Risiko

Es werden zwei externe Überschwemmungsphänomene betrachtet:

- externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Niveaus der Kaltquelle,
- Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform aufgrund starker Regenfälle oder infolge des Versagens von Wasserbauwerken auf der Plattform (als Folge der durch das Erdbeben verursachten Auswirkungen).

Externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Niveaus der Kältequelle

Bei externen Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg der Kaltquelle werden für die Dimensionierung der Schutzvorrichtungen der SSC des Hartkerns folgende Situationen berücksichtigt:

- Hochwasser, dessen Durchflussmenge 30 % über dem erhöhten Jahrtausendhochwasser liegt,
- für Standorte an der Küste der extreme Meeresspiegel, der sich aus einer pauschalen Erhöhung des gemäß ASN-Leitfaden Nr. 13 festgelegten Referenzpegels ergibt, unter Berücksichtigung der Auswirkungen einer hundertjährigen Dünung, die sich auf den so erhaltenen statischen Pegel ausbreitet,
- Mehrfachbruch von Staudämmen oberhalb des Standorts infolge eines Erdbebens.

Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform

Bei Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform werden für die Dimensionierung der Schutzvorrichtungen des Hard Core SSC folgende Situationen berücksichtigt:

- starke Regenfälle (PFI), deren Intensität doppelt so hoch ist wie die PFI mit einer Wiederkehrperiode von 100 Jahren im Referenzsystem,
- starke Regenfälle in Verbindung mit einer vollständigen Verstopfung der Abflusskanäle des Regenwasserableitungssystems,
- Überschwemmung infolge des Versagens von Wasserbauwerken auf der Plattform.

❖ Naturereignisse im Zusammenhang mit Überschwemmungen Extremwinde

Die Winde, die mit externen Überschwemmungen durch einen Anstieg des Niveaus der kalten Quelle (außerhalb von Flusshochwassern) oder durch direktes Auslaufen auf die Plattform einhergehen, werden als laminar im stationären Zustand betrachtet. Sie sind regional begrenzt und dauern einige Stunden, wobei die Windgeschwindigkeiten am Standort Bugey Spitzenwerte von bis zu 150 km/h erreichen können.

In der Praxis kann sich die Überprüfung der SSC des Kernbereichs hinsichtlich extremer Winde auf die für das Tornadorisiko durchgeführte Überprüfung stützen.

Blitzschlag

Für den Standort Bugey werden die Funktionen des Kernbereichs unter Berücksichtigung eines Blitzschlagrisikos überprüft, dessen maximaler Strom von 300 kA eine erhebliche Sicherheitsmarge von 50 % gegenüber dem höchsten Wert aufweist, für den die Normen NF EN 62305-3 und 62305-4 die Schutzvorrichtungen auslegen (200 kA).

Hagel

Für den Standort Bugey werden die Funktionen des Kerns unter Berücksichtigung eines Hagelrisikos mit den folgenden Eigenschaften überprüft und gegebenenfalls Änderungen vorgenommen:

- Durchmesser 50 mm,
- Geschwindigkeit: 32 m/s,
- Dichte: etwa 0,9 g/cm³.

❖ Eingesetzte Schutzvorrichtungen

Die Gebäude, in denen sich SSC des Kernbereichs befinden, sind geschützt:

- vor Überschwemmungen durch Überlaufen auf die Plattform durch den nahen unteren Schutz,
- Überschwemmung durch Anstieg der kalten Quelle:
 - entweder durch einen nahen Hochwasserschutz, der die Gebäude schützt,
 - oder durch periphere Schutzvorrichtungen (z. B. Deiche), die den Standort schützen. Niedriger

Nahschutz

Der niedrige Nahschutz (PNPP0675) besteht darin, die Öffnungen im Überbau des Kernkraftwerks und der Pumpstationen unterhalb der durch die Abdichtung der Durchführungen und die Anbringung von Schwellen und Dämmen an den Türen festgelegten Entkopplungspegel zu schützen.

Da Ereignisse, die zu einem Überlaufen der Plattform führen, nicht vorhersehbar sind, sind Schutzvorrichtungen vorhanden, die ein massives Überlaufen von Wasser von der Plattform in Gebäude mit Hartkern-SCC, Dieselmotoren und Pumpstationen verhindern, um das Risiko eines Ausfalls der Kältequelle und der Stromquellen „H1/H3“ zu vermeiden.

Im Kernkraftwerk Bugey ermöglicht der niedrige Nahschutz (PNPP0675) den Schutz aller Öffnungen (Zugänge und Trichter) im Überbau des Reaktorgebäudes und der Pumpstationen, die unterhalb der neu bewerteten Pegel des Referenzszenarios „externe Überschwemmung“ liegen.

Hoher Nahschutz

Der hohe Personenschutz stützt sich infrastrukturell auf den volumetrischen Schutz (PV) außerhalb der Pumpstation und der Dieselgebäude. Er besteht darin, den Außenbereich des Reaktorgebäudes am Rand der PV außerhalb des Dieselbereichs abzudichten und die neuen Schnittstellen in der Infrastruktur zwischen dem Außenbereich des Reaktorgebäudes am Rand der PV außerhalb des Dieselbereichs und den anderen Gebäuden und Stollen des volumetrischen Schutzes durch die Installation von Dämmböcken und wasserdichten Türen abzudichten.

Die Phänomene, die zu einem Anstieg der kalten Quelle führen, sind vorhersehbar. Die Schutzvorrichtungen, die ein massives Eindringen von Wasser in den auf den Kernbereich des Reaktorblocks begrenzten Bereich der PV verhindern sollen, befinden sich in unmittelbarer Nähe der Installationsbereiche und sind so konzipiert, dass sie ohne schweres Gerät schnell eingesetzt werden können.

Für das Kernkraftwerk Bugey umfasst der geschützte Kernbereich alle Gebäude des Reaktorblocks mit Ausnahme der Dieselgebäude und der Pumpstation. Der hochgradige Nahschutz stützt sich auf den bestehenden Schutzbereich des Hartkerns und wird durch modulare Dammbalken (alle seitlichen Leitplanken und Schienen) an jedem Zugang zum Hartkern auf Plattformebene, Türen, Luken und fest installierten Hochwasserschutzwänden sowie Systemen, die das Risiko einer Umgehung zwischen dem überfluteten Bereich und dem geschützten Bereich verhindern (Rückschlagvorrichtungen, manuelle mechanische Trennvorrichtungen, Trennwände).

Unter Berücksichtigung der Flutkinetik werden die abnehmbaren Verschlussvorrichtungen vorzeitig eingesetzt (insbesondere Dammbalken und Schieber).

Angesichts der getroffenen Schutzmaßnahmen hat die durch den Anstieg der Kaltquelle verursachte Überschwemmung somit keine Auswirkungen auf die Gebäude und Anlagen des Hard Core, die vor einer externen Überschwemmung „über das Referenzszenario hinaus“ durch den Anstieg der Kaltquelle geschützt werden müssen (PNPP0883).

Peripherieschutz

Die Studien kommen zu dem Schluss, dass das Kernkraftwerk Bugey robust ist, mit Ausnahme der SEO-Absperrvorrichtungen. Aus diesem Grund führt EDF die Änderung PNRL0888 durch, die darin besteht, eine Änderung der Steuerung des Aufblassystems vorzunehmen, um eine manuelle Bedienbarkeit des Ventils nach einem Erdbeben zu gewährleisten.

Deiche an Flussufern

Um Überschwemmungen der Kaltquelle abzudecken, die durch ein Erdbeben außerhalb der Auslegung verursacht werden könnten, wurden für Standorte „am Flussufer“ zusätzliche Studien durchgeführt:

- um die Erdbebensicherheit der Deiche an Standorten an Kanälen zu bestimmen, deren Niveau über dem Niveau der Plattform liegt,
- um die Auswirkungen mehrerer Dammbürche (entweder im selben Tal oder in parallelen Tälern oberhalb des Standorts) zu analysieren.

Die Studien kommen zu dem Schluss, dass das Kernkraftwerk Bugey robust ist. Es sind keine Änderungen erforderlich.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten hinsichtlich des Zustands „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPP0675 „Schutz vor externen Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“,
- PNPP0883 „Nahschutz des Hartkerns gegen externe Überschwemmung“,

wurden vollständig in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNRL0888 „Änderung der SEO-Blasen“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

7.6.3 Tornado Noyau Dur

Allgemeiner Teil Lager

❖ Das Risiko

Die Bewertung des Risikos basiert auf einem Ansatz, der sich auf die Erfahrungen mit in Frankreich beobachteten Tornados stützt. Dieser Ansatz führt dazu, dass für den Standort Bugey ein Tornado der Stärke EF3 auf der Enhanced Fujita-Skala (EF) angenommen wird.

❖ Eingesetzte Schutzmaßnahmen

Die Änderungen sind spezifisch für jede zu schützende Anlage oder zu verstärkende Struktur (PTR-Planen, bestimmte Anlagen der Dampfkasematten usw.).

Die von EDF in Betracht gezogenen Schutzmaßnahmen (nicht erschöpfende Liste) gegen den Tornado Noyau Dur sind Metallbleche, Gitterroste, Netze und Metallkonstruktionen (PNPE0119). EDF führt außerdem eine Änderung durch, die die Robustheit der Lüftungskanäle gegenüber Tornados gewährleistet (PNPE0358), sowie eine Änderung, mit der nicht am Dach befestigte Elemente der DUS gesichert werden können (PNPE0481).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist keine Besonderheiten gegenüber dem Status „Palier“ auf.

Bilanz des Zustands des Abschnitts

Änderungen:

- PNPE0358 „SND-Robustheit der Kernbelüftungssysteme“,
- PNPE0481 „Behandlung nicht befestigter Elemente des DUS-Daches“

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4^{RP} 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey eingesetzt. Die Änderung PNPE0119 „Passiver Schutz des Reaktorgebäudes vor Tornados“ wird im Rahmen eines spezifischen Programms umgesetzt und spätestens Ende 2027 in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey integriert.

7.6.4 Auswirkungen von Naturereignissen auf den Standort, die über die Auslegung hinausgehen

Generischer Teil Lager

Der Hard Core muss robust gegenüber den potenziellen Auswirkungen der betrachteten Hard Core-Angriffe sein: Die potenziellen Auswirkungen des Ausfalls von Nicht-Hard Core-Geräten infolge eines der betrachteten Naturereignisse dürfen die Funktionen des Hard Core nicht beeinträchtigen.

Die berücksichtigten Auswirkungen sind folgende Phänomene:

- Lastabwurf,
- Stöße durch andere Komponenten und Strukturen,
- direktes Peitschen von Hochdruckrohrleitungen,
- Überschwemmung,
- Explosion,
- Brand.

Der Ansatz zur Überprüfung der Robustheit des Kernbereichs gegenüber induzierten Auswirkungen ist ein pragmatischer Ansatz, der auf realistischen, an die Herausforderung angepassten Methoden und Annahmen basiert und darauf abzielt, die Analysebemühungen auf die Hauptrisiken zu konzentrieren.

Das vorrangige Ziel ist die Vermeidung von induzierten Effekten, die die Erfüllung der Funktionen des Hard Core gefährden könnten. Der Umfang des Ansatzes wird durch eine Reihe von strukturierenden Annahmen definiert, die die Überprüfung lenken:

- auf die Integrität der Systeme oder Komponenten außerhalb des Kernbereichs, die eine Flüssigkeit enthalten,
- auf die Stabilität von Nicht-Kernkomponenten, die im Falle eines Ausfalls infolge einer Kernkomponentenbeeinträchtigung (Erdbeben, Überschwemmung oder Tornado) einen direkten Einfluss auf die Fähigkeit einer Kernkomponente haben können, seine Funktion zu gewährleisten.

Wenn ein Risiko einer Beschädigung der SSC des Hard Core besteht, das die Erreichung der Ziele des Hard Core gefährden könnte, werden Maßnahmen ergriffen, um dieses Risiko zu beseitigen (Verstärkung oder Verlagerung der induzierten Effektquellen oder sogar Verlagerung der gefährdeten Hard Core-Ausrüstung) oder den Hard Core vor den befürchteten physikalischen Phänomenen zu schützen. Zur Begründung der Maßnahmen können insbesondere probabilistische Analysen herangezogen werden.

Nach der Analyse der potenziellen Auswirkungen extremer Angriffe führt EDF eine Modifikation der Robustheit des SND der Polbrücke des Reaktorgebäudes durch (PNPP0898).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Die Umsetzung der Änderung TCDI190101 „Änderungen zur Berücksichtigung der mechanischen Auswirkungen auf die Hartkernmaterialien“ ist für die ungeraden Blöcke des Kernkraftwerks Bugey erforderlich. Sie muss daher in Block 3 umgesetzt werden.

Bilanz des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP0898 „Verstärkung der Polbrücke beim Erdbeben Noyau Dur“ wurde vollständig im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung TCDI190101 „Änderungen zur Berücksichtigung mechanischer Auswirkungen auf Hartkernmaterialien“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt.

7.7 FAZIT

Die Einführung eines Kernbereichs mit materiellen und organisatorischen Vorkehrungen nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima stärkt die Robustheit der Anlagen der Stufe CP0 Bugey in Bezug auf Kernbereichssituationen, die möglicherweise auf eine externe Kernbereichsbeeinträchtigung zurückzuführen sind.

Die für die Dimensionierung dieser Bestimmungen herangezogenen Naturgefahrenstufen berücksichtigen die nationalen und internationalen Betriebserfahrungen, den Wissensstand und die Anwendung der besten verfügbaren Praktiken.

Die von EDF getroffenen dauerhaften Kernhärte-Maßnahmen entsprechen den technischen Vorschriften der ASN von 2014 und den Vorschriften, die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900. Sie ermöglichen es, massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in den betrachteten Situationen zu verhindern oder zu begrenzen. Sie ermöglichen es dem Betreiber, die ihm im Krisenmanagement obliegenden Aufgaben zu erfüllen.

Die materiellen Bestimmungen des Noyau Dur sind wichtige Elemente für den Schutz der Interessen. Sie unterliegen Anforderungen hinsichtlich Konzeption, Herstellung, Installation, Überwachungsfähigkeit im Betrieb und Betrieb während der gesamten Lebensdauer der Anlage.

Die Hard Core-Maßnahmen werden von EDF gleichzeitig mit der vierten regelmäßigen Überprüfung umgesetzt. Diese Maßnahmen werden im Rahmen der Neubewertung (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitte 1 bis 4) bewertet und tragen somit zur Erreichung der Ziele der Überprüfung bei.

TEIL II – NACHTEILE

ZUSAMMENFASSUNG VON TEIL II

KAPITEL 1: KONFORMITÄT KAPITEL 2:

NEUBEWERTUNG

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

0	EINLEITUNG	264
1	BEURTEILUNG DER SITUATION DER ANLAGE IM HINBLICK AUF DIE FÜR SIE GELTENDEN VORSCHRIFTEN FÜR SIE GELTENDEN REGELN	265
1.1	SITUATION UND ORGANISATION DER ANLAGE	265
1.1.1	DIE ANLAGE UND DIE BEHERRSCHUNG DER NACHTEILE.....	265
1.1.1.1	VORSTELLUNG DER ANLAGE	265
1.1.1.2	DARSTELLUNG DER NACHTEILE, DIE DIE ANLAGE FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN MIT SICH BRINGT	266
1.1.1.3	VORSTELLUNG DER ORGANISATION ZUR BEHERRSCHUNG DER NACHTEILE ZUM SCHUTZ DER INTERESSEN	267
1.1.2	EINHALTUNG DER VORSCHRIFTEN	272
1.1.2.1	ANWENDBARE VORSCHRIFTEN	272
1.1.2.2	KONTROLLE DER EINHALTUNG VON VORSCHRIFTEN	274
1.2	BILANZ DER IM LAUFE DES BETRIEBS GEWONNENEN ERFAHRUNGEN	278
1.2.1	ANALYSE WESENTLICHER EREIGNISSE	278
1.2.2	KONFORMITÄT DER EIPi MIT DEN FESTGELEGTE ANFORDERUNGEN	281
1.2.3	ZUSÄTZLICHE KONTROLLEN DER ABWASSERAUFBEREITUNGS- UND ABFALLVERARBEITUNGSANLAGEN	282
1.2.4	BEHERRSCHUNG DER NACHTEILE ZUM SCHUTZ DER INTERESSEN	283
1.2.4.1	BILANZ DER WASSERENTNAHMEN UND DES WASSERVERBRAUCHS.....	283
1.2.4.2	BILANZ DER ABWASSERABFLÜSSE	285
1.2.4.3	BILANZ DER WÄRMELEISTUNG.....	306
1.2.4.4	ABFALLBILANZ	308
1.2.4.5	BELÄSTIGUNGEN.....	318
1.3	FAZIT	320

0 EINLEITUNG

Gemäß Artikel L. 593-18 des Umweltgesetzbuches: „Diese Überprüfung muss es ermöglichen, die Situation 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 mit sich bringt, unter Berücksichtigung insbesondere des Zustands der Anlage, der während des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Entwicklung des Wissensstands, einschließlich der Erkenntnisse über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften.“

Der erste Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile ermöglicht es, „die Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu beurteilen“. Diese Bewertung basiert auf der Organisation der Anlage zur Beherrschung der Nachteile, die sie für die geschützten Interessen mit sich bringt, und zur Beherrschung ihrer Konformität mit den für sie geltenden Vorschriften sowie auf der Bilanz der in zehn Jahren gesammelten Erfahrungen.

Der zweite Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile zielt darauf ab, „die Bewertung der [...] Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen mit sich bringt, zu aktualisieren“ und stützt sich auf folgende Elemente:

- die Analyse der Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der durch das Kernkraftwerk verursachten Auswirkungen und Belästigungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken;
- die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts⁷ und auf dem Kernkraftwerk (Zustand der Böden);
- die Elemente, die eine Überprüfung der Grenzwerte für die Einleitung der in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe ermöglichen;
- die Bilanz der durchgeführten Studien, der Stand der noch durchzuführenden Studien und der vorläufige Zeitplan für die Wiederaufbereitung der Abfälle;
- die Elemente, die eine Überprüfung der Vorschriften im Zusammenhang mit der ständigen Kontrolle der Radioaktivität oder der Verdopplung der Messketten ermöglichen;
- die Messung der Lärmemissionswerte des Standorts.

⁷ Die Bezeichnung „Standort Bugey“ bezieht sich auf das Kernkraftwerk Bugey (INB Nr. 78, 89 und 102), Bugey 1 (INB Nr. 45) und ICEDA (INB Nr. 173).

1 BEURTEILUNG DER SITUATION DER ANLAGE IM HINBLICK AUF DIE FÜR SIE GELTENDEN VORSCHRIFTEN

1.1 SITUATION UND ORGANISATION DER ANLAGE

1.1.1 Die Anlage und die Beherrschung der Nachteile

1.1.1.1 Vorstellung der Anlage

Der Standort Bugey befindet sich in der Gemeinde Saint-Vulbas im Departement Ain (01) in der Region Auvergne-Rhône-Alpes (siehe Abbildung 1). Er liegt am rechten Ufer der Rhône, etwa 35 Kilometer östlich von Lyon. Er liegt zwischen der Departementsstraße D20, die Loyettes mit Lagnieu verbindet, und der Rhône, 10 km stromaufwärts vom Zusammenfluss mit dem Ain.

Die wichtigsten Ballungsräume in der Nähe des Standorts sind Loyettes 5 km südwestlich, Charvieu-Chavagneux 10 km südwestlich, Crémieu 9 km südlich, Lagnieu 12 km nordnordöstlich und Ambérieu-en-Bugey 20 km nordnordöstlich.

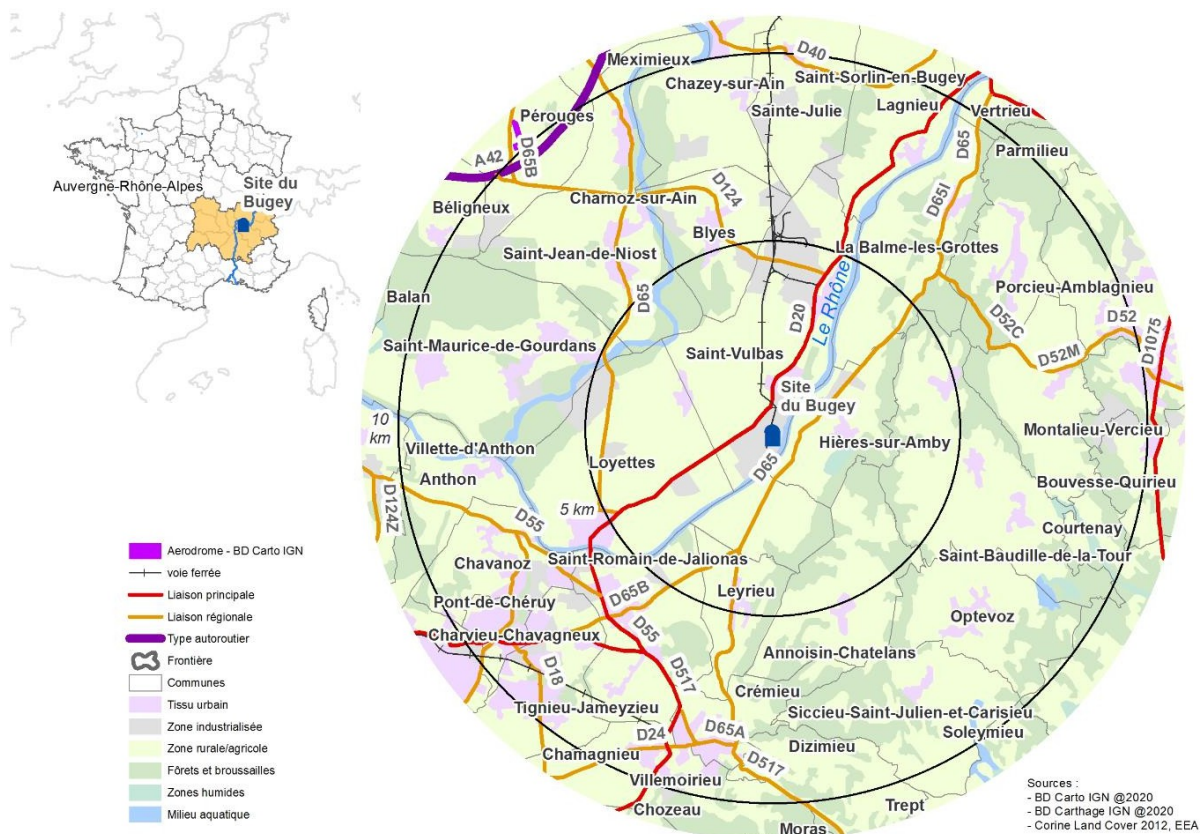


Abbildung 1: Lage des Standorts Bugey

Der Standort Bugey erstreckt sich über eine Fläche von etwa 110 Hektar und umfasst fünf Kernkraftwerke:

- INB Nr. 45, ehemalige Produktionseinheit mit der Bezeichnung „Reaktor Nr. 1“ oder „Bugey 1“, Kernreaktor vom Typ Uranium Naturel Graphite Gaz (UNGG) mit einer elektrischen Leistung von 526 MWe, derzeit im Rückbau begriffen;
- INB Nr. 78, bestehend aus zwei gekoppelten Druckwasserreaktoren (REP) (Reaktoren Nr. 2 und Nr. 3) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 925 MWe. Diese beiden Reaktoren werden in einem offenen Kreislauf mit Wasser aus der Rhône gekühlt;
- INB Nr. 89, bestehend aus zwei gekoppelten Druckwasserreaktoren (REP) (Reaktoren Nr. 4 und Nr. 5) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe. Diese beiden Reaktoren werden in einem geschlossenen Kreislauf mittels zwei Luftkühler pro Reaktor gekühlt.
- INB Nr. 173, Anlage zur Konditionierung und Lagerung von aktivierten Abfällen (ICEDA);
- INB Nr. 102, Lagerraum für neuen Brennstoff für den Park, genannt „Magasin Inter-Régional“ (interregionaler Lagerraum).

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 Auswirkungen der Anlage auf die Gesundheit und die Umwelt aufgrund der Wasserentnahme und -ableitung und 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 Nachteil angesehen, da sie mit dem normalen Betrieb der Anlagen verbunden ist.

Die nach dem in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschriebenen Grundsatz der Verhältnismäßigkeit zu den Herausforderungen festgestellten Nachteile, die der Standort Bugey für die geschützten Interessen mit sich bringt, stehen im Zusammenhang mit:

- Entnahme und Verbrauch von Wasser;
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer;
- Wärmeabgabe;
- radioaktiven und konventionellen Abfällen;
- Belästigungen durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen;
- Belästigungen durch Lärmemissionen.

1.1.1.3 Vorstellung der Organisation zur Beherrschung der Nachteile für den Schutz der Interessen

1.1.1.3.1 Umweltmanagement

Alle Kernkraftwerke verfügen über ein integriertes Managementsystem (IMS), das den Bereich Umwelt umfasst und seit 2002 nach „ISO 14001“ zertifiziert ist. Die letzte Zertifizierung aller Kernkraftwerke nach der Norm ISO 14001 (Version 2015), einschließlich des Kernkraftwerks Bugey 8, erfolgte im März 2023.

Das Umweltmanagement der Kernkraftwerke fällt unter den Prozess „Verbesserung und Kontrolle der Umweltleistung“ des SMI des CNPE. Ziel dieses Prozesses ist es, Auswirkungen auf die Umwelt zu identifizieren, zu verhindern und zu kontrollieren und zur kontinuierlichen Verbesserung der Leistung unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Die Leitung jedes Kernkraftwerks ist für die strategische Steuerung des Umweltmanagements verantwortlich, und jeder Geschäftsbereich trägt auf seiner Ebene zur Begrenzung der Nachteile bei, insbesondere durch Umweltanalysen, die alle Aktivitäten des Kernkraftwerks abdecken.

Die jährlichen Überprüfungen des Umweltprozesses analysieren die Ergebnisse und legen die für das folgende Jahr durchzuführenden Maßnahmen fest, wobei gegebenenfalls eine mehrjährige Perspektive gewährleistet wird. Diese Maßnahmen werden von den Dienststellen des CNPE berücksichtigt.

Die integrierte Organisation gewährleistet, dass Umweltbelange bei allen Aktivitäten des Kernkraftwerks berücksichtigt werden.

Die Personalabteilungen der Kernkraftwerke sind für die Steuerung des Kompetenzmanagementprozesses verantwortlich. Die Mitarbeiter werden für Umweltfragen, geltende Vorschriften und den Ansatz der kontinuierlichen Verbesserung sensibilisiert. Die Dienstleister werden von ihrem Unternehmen auf der Grundlage der in den Verträgen festgelegten Betriebsanforderungen geschult.

Im Rahmen des kontinuierlichen Verbesserungsprozesses werden folgende Maßnahmen zur Verbesserung des Umweltmanagements ergriffen:

- Die Umweltaktivitäten der Kernkraftwerke werden derzeit über vier Anwendungen des Informationssystems von EDF verwaltet. Im Rahmen des kontinuierlichen Verbesserungsprozesses und um dem steigenden Datenaufkommen vorzugreifen und den Entwicklungsbedarf im Zusammenhang mit der Integration neuer regulatorischer und normativer Anforderungen zu bewältigen, wurde beschlossen, diese Anwendungen durch ein neues Informationssystem für nukleare Ableitungen und Umwelt (SIRENe) von EDF zu ersetzen. Die Einführung dieses Informationssystems ist für das Kernkraftwerk Bugey abgeschlossen.
- EDF hat für seine Aktivitäten im Nuklearbereich eine Überarbeitung seines Umweltreferenzsystems vorgenommen, um die Betriebsabläufe an den Kernkraftwerksstandorten zu harmonisieren, die Professionalität der Beteiligten zu verbessern und ihr Bewusstsein für Umweltfragen zu schärfen. Die Einführung der neuen Dokumente des Umweltreferenzsystems und deren Begleitung an den Standorten, einschließlich des Kernkraftwerks Bugey, wurde im Dezember 2021 abgeschlossen. Anschließend wird dieses Referenzsystem entsprechend den regulatorischen und normativen Entwicklungen, den internen Vorschriften und den gewonnenen Erfahrungen schrittweise aktualisiert.

⁸ Der Begriff „Kernkraftwerk“ in diesem Vermerk bezieht sich auf die am Standort betriebenen INB zur Stromerzeugung (Reaktoren Nr. 2, 3, 4 und 5).

1.1.1.3.2 Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung

Um die geltenden Vorschriften einzuhalten, ist der Standort Bugey so organisiert, dass eine optimierte Entsorgung von Abwässern und Abfällen gewährleistet ist.

Diese optimierte Bewirtschaftung umfasst:

- Reduzierung der Abwasser- und Abfallproduktion an der Quelle;
- die getrennte Sammlung von Abwasser und Abfall, um diese möglichst effizient zu behandeln oder in bestimmten Fällen sogar wiederzuverwenden;
- Optimierung der Verpackungen der Kreisläufe, um die Freisetzung chemischer Substanzen zu begrenzen und gleichzeitig die Wirksamkeit dieser Verpackungen zu erhalten;
- das Engagement der Akteure aufrechtzuerhalten;
- die Leistungsfähigkeit der Abwasserbehandlungsanlagen zu gewährleisten.

In Bezug auf den letzten Punkt ist anzumerken, dass EDF im Jahr 2012 in allen französischen Kernkraftwerken Maßnahmen zur Optimierung der Wartung und des Betriebs der Verdampfer des Abwasserbehandlungssystems (TEU) eingeleitet hat.

Diese Maßnahmen führen zu:

- Optimierung der Wartung

TEU-Verdampfer müssen den gesetzlichen Anforderungen des Ministerialerlasses über nukleare Druckbehälter (ESPN) entsprechen, die in einem Basisprogramm für Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen (PBES) festgelegt sind.

Die TEU-Verdampfer in Bugey werden aufgrund ihrer technischen Eigenschaften nicht als nukleare Druckgeräte eingestuft. Die Wartung der TEU-Verdampfer in Bugey erfolgt jedoch im Rahmen eines Basisprogramms für vorbeugende Wartung, das eine externe Inspektion der Verdampfer in empfohlenen Abständen von 5 Jahren vorsieht.

- Optimierung der Betriebsabläufe

Die Betriebsbedingungen und die Aufmerksamkeit, die der Betreiber der gesamten Aufbereitungskette, einschließlich des nachgeschalteten Teils des TEU-Systems, widmet, sind wichtige Faktoren für die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft der Anlagen. So können durch empfohlene Betriebspraktiken wie die Filterung vor den Verdampfern, die Überwachung des Zustands der Lagerplanen oder das Spülen der Anlage nach dem Gebrauch Beschädigungen und Massenansammlungen in den Verdampfern vermieden werden. Insbesondere durch die Filterung vor den Verdampfern und die Überwachung des Zustands der Lagerplanen kann eine Verschmutzung der Verdampfungsanlage verhindert werden.

Das Spülen der Anlage nach dem Gebrauch und die Einhaltung aller chemischen Spezifikationen der Verdampfungsanlage schützen vor Korrosion und Kristallisation/Verklumpung der Verdampfer.

Die Bündelung der Betriebspraktiken ist Gegenstand eines „Leitfadens zum Betrieb des TEU-Systems“, der im Januar 2017 aktualisiert wurde. Dieser Leitfaden stützt sich auf Studien zur Optimierung der Behandlung des TEU-Systems und auf die Analyse der Praktiken vor Ort und hat zum Ziel, Empfehlungen zur Verbesserung der Funktionsweise und Verfügbarkeit der TEU-Verdampfer und -Entmineralisierer, den Austausch von Filtern und Harzen zu optimieren und die Qualität der entsorgten Konzentrate zu verbessern, sodass bei gleicher Probenanzahl mehr Bor verarbeitet werden kann.

1.1.1.3.3 Umweltüberwachung

Seit der Inbetriebnahme der Kernkraftwerke hat EDF ein Programm zur Umweltüberwachung eingerichtet. Die Umweltüberwachung erfüllt drei Hauptfunktionen:

- eine Überwachungs- und Untersuchungsfunktion, um sicherzustellen, dass die Entnahmen und Ableitungen keine kurz- und langfristigen Auswirkungen auf die terrestrischen und aquatischen Ökosysteme haben. Dies ist Gegenstand der saisonalen radioökologischen und hydroökologischen Messkampagnen;
- eine Kontrollfunktion zur Überprüfung des ordnungsgemäßen Gesamtbetriebs der Anlagen anhand der Parameter, die gemäß den Vorschriften in unterschiedlichen Abständen zu überwachen sind. Die Messergebnisse werden entweder mit den zulässigen Grenzwerten oder mit Referenzwerten verglichen: Entscheidungsschwellen für die Maßnahme (Genauigkeit der Messgeräte), Quantifizierungsgrenzen der Messungen und natürliches Hintergrundrauschen;
- eine Alarmfunktion, die durch kontinuierliche Messungen gewährleistet wird. Sie ermöglicht die frühzeitige Erkennung jeder atypischen Entwicklung eines oder mehrerer Parameter im Zusammenhang mit Einleitungen oder der Umwelt, um Untersuchungen und gegebenenfalls Präventivmaßnahmen (z. B. Einstellung der Einleitung) einzuleiten.

EDF führt regelmäßig Maßnahmen zur Verbesserung der Geräte für die Umweltüberwachung durch. So konnten durch Maßnahmen, die im gesamten französischen Kernkraftwerkspark von EDF durchgeführt wurden, Verbesserungen am Umweltüberwachungssystem (KRS-System) vorgenommen werden.

- Ein erster Fall, der 2009 eröffnet wurde, trug zur Verbesserung der Zuverlässigkeit des KRS-Systems bei: Dabei ging es darum, die Kernkraftwerke bei ihren Maßnahmen zur Sicherung der Anlagen zu unterstützen, die Wartung der Anlagen sicherzustellen und die Umsetzung einer Änderung im Zusammenhang mit der radiometrischen Überwachung der Umgebung der Kernkraftwerke (Ersatz der Baken der 5- und 10-km-Netzwerke) zu überwachen. Außerdem wurde ein Leitfaden für den Betrieb des KRS-Systems im Normal- und im Störfall erstellt.
- Ein 2015 eröffnetes Verfahren hat zum Ziel, die Industriepolitik des KRS-Systems zu definieren, Fragen der industriellen IT-Sicherheit des KRS-Systems zu klären und die Qualität und Zuverlässigkeit der Datenübertragung sicherzustellen, um den Bedürfnissen der Nutzer gerecht zu werden. Außerdem sollen bestimmte veraltete Hardware- und Softwarekomponenten ersetzt, die Wartung des KRS-Systems sichergestellt, die Bearbeitungszeiten für Störungen und die Wiederherstellung der Betriebsbereitschaft verbessert und die Cybersicherheitskultur der Mitarbeiter, die die Komponenten des KRS-Systems nutzen und warten, gestärkt werden.

EDF hat auch die Überwachung der Grundwasserqualität der Kernkraftwerke optimiert, indem es

- neue piezometrische Anlagen geschaffen und bestehende Anlagen saniert wurden, um über ein Überwachungsnetz zu verfügen, das den identifizierten potenziellen Risikobereichen entspricht;
- Einführung eines verstärkten regelmäßigen Überwachungsprogramms (Erhöhung der Anzahl der überwachten Bauwerke und der Anzahl der analysierten chemischen und radiologischen Parameter);
- Verbesserung und Vereinheitlichung der Betriebsmodalitäten des piezometrischen Überwachungsnetzes im gesamten Kernkraftwerkspark der EDF;
- Erstellung eines Leitfadens für die Wartung von Piezometern.

Es werden tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen des terrestrischen Ökosystems, der Umgebungsluft, des Oberflächenwassers und des Grundwassers durchgeführt.

Die Probenahmen und Analysen werden unter Einhaltung der geltenden Vorschriften durchgeführt und ermöglichen es, die Einhaltung der in der Umweltverträglichkeitsprüfung getroffenen Vorhersagen sicherzustellen.

Zu diesem Zweck verfügt jeder Standort über ein Labor zur Kontrolle der Abwässer und ein Labor zur Messung der Radioaktivität in der Umwelt, die die meisten Messungen durchführen, auch wenn bestimmte Sonderuntersuchungen an externe Labors vergeben werden können.

So führt jeder Standort jährlich unter der Aufsicht der französischen Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse an die Verwaltung weitergeleitet und in Dokumenten oder Medien für die Öffentlichkeit verwendet werden. Die Ergebnisse der Umweltüberwachung rund um die Standorte werden von EDF auf seiner Website und in einem jährlichen Umweltbericht für jeden Standort veröffentlicht.

Artikel 4.2.4 des INB-Erlasses und Artikel R. 1333 – 26 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen legen fest, dass die Messungen der Radioaktivität in der Umwelt, die im Auftrag der Betreiber von INB durchgeführt werden, von der ASN zugelassenen Laboratorien (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 Konformität der Probenahmeverfahren (seit 2010) und Messverfahren mit den Anforderungen der Norm NF EN ISO/CEI 17025;
- das Bestehen eines Ringversuchs (EIL), der vom Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) im Auftrag der ASN organisiert wird.

Die Labore am Standort Bugey verfügen über die erforderlichen Zulassungen für die Durchführung der intern durchgeführten Messungen und vergeben die übrigen Analysen an zugelassene Labore.

Zusätzlich zum Erhalt und zur Erneuerung dieser Zulassungen hat EDF seit 2009 einen Antrag auf Akkreditierung seiner Analyseaktivitäten durch den französischen Akkreditierungsausschuss (COFRAC) gestellt. Bis heute wurden alle Anträge auf Akkreditierung und Erneuerung bewilligt. Artikel 4.2.4 des INB-Erlasses und Artikel R. 1333 – 25 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen sehen ebenfalls vor, dass die Ergebnisse der von den INB-Betreibern durchgeführten Messungen der Radioaktivität in der Umwelt an das Nationale Messnetz (RNM) für Radioaktivität in der Umwelt weitergeleitet werden.

Dieses Netzwerk hat zum Ziel, die Öffentlichkeit über die Radioaktivität in der Umwelt zu informieren. Seit 2010 werden auf seiner Website die Ergebnisse der Radioaktivitätsmessungen veröffentlicht, die von der ASN zugelassene öffentliche oder private Labors in verschiedenen Medien (Luft, Wasser, Boden, Flora und Fauna) und in Lebensmitteln durchgeführt haben.

Zu den täglich durchgeführten Messungen und Kontrollen kommen saisonale Messungen hinzu, deren Ziel es ist, die Auswirkungen des Betriebs der Anlage auf die Umwelt langfristig zu bewerten. Diese Überwachung betrifft die Biologie der aquatischen Umwelt (Hydroökologie) und die Radioaktivität in terrestrischen und aquatischen Ökosystemen (Radioökologie). Diese Messkampagnen werden unter der Verantwortung des Betreibers von externen Organisationen oder Laboratorien durchgeführt.

1.1.1.3.4 *Erhaltung der biologischen Vielfalt*

Als Nutzer von Land- und Wasserflächen und als Grundstückseigentümer ist EDF direkt von Fragen der Biodiversität betroffen.

EDF ist sich seiner Verantwortung und seiner Rolle in Bezug auf diese Herausforderungen bewusst und setzt sich dafür ein, die Auswirkungen seiner Aktivitäten auf die Biodiversität zu begrenzen und gleichzeitig die Sicherheit der Energieversorgung, die Sicherheit der Anlagen und das Angebot einer zugänglichen und wettbewerbsfähigen Energie zu gewährleisten.

Von der Planung über den Bau und Betrieb der INB bis hin zum Rückbau ergreift EDF zahlreiche Maßnahmen zum Schutz der Biodiversität:

- tägliche Umsetzung einer kontinuierlichen Überwachung der Umwelt und Optimierung der Abwasserableitung;
- Durchführung detaillierter Vorabdiagnosen vor der Umsetzung jedes Projekts;
- Einführung von Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder zum Ausgleich der Auswirkungen von Projekten.

EDF engagiert sich gemeinsam mit der Zivilgesellschaft, Verbänden und Gemeinden für den Erhalt der lokalen Artenvielfalt im Rahmen einer freiwilligen Politik zur Verbesserung des Wissensstands, zum Schutz der Fauna und Flora sowie zur internen und externen Kommunikation.

In diesem Zusammenhang hat das Kernkraftwerk Bugey eine wichtige Partnerschaft mit dem Naturschutzgebiet Ain und dem Militärlager Valbonne für die Verwaltung des NATURA 2000-Gebiets „Steppes de la Valbonne“ geschlossen, die eine Kofinanzierung des LIFE-Projekts Valbonne⁹ mit folgenden Zielen beinhaltet:

- Erhaltung der Steppenwiesen und endemischen Arten des Militärlagers Valbonne;
- Sensibilisierungsmaßnahmen (sofern die Gesundheitslage dies zulässt);
- Unterstützung von Maßnahmen zur Wiederansiedlung der Zwergtrappe¹⁰.

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 von Kernkraftwerken strukturiert.

In diesem Zusammenhang wurde für den Standort Bugey auf der Grundlage einer Studie, die 2018 von einem naturkundlichen Planungsbüro anhand von bibliografischen Daten und Feldinventaren durchgeführt wurde, eine Vorabdiagnose erstellt, um bemerkenswerte Naturräume, natürliche Lebensräume sowie bemerkenswerte Fauna und Flora zu identifizieren.

Bei den verschiedenen Besichtigungen durch die Naturforscher des Planungsbüros wurden die natürlichen Lebensräume, die Flora sowie Vögel, Amphibien, Reptilien, Säugetiere und Insekten inventarisiert. Diese Bestandsaufnahmen fanden in für die Beobachtung der verschiedenen Flora- und Fauna-Kompartimente günstigen Zeiträumen (Mai bis August 2018) statt, wobei für jedes der untersuchten Kompartimente geeignete Methoden angewendet wurden. Es wurde eine spezifischere Suche nach bemerkenswerten Arten (geschützte und/oder heimische Arten: bedrohte und für ZNIEFF¹¹ entscheidende Arten) sowie invasiven Arten durchgeführt.

Die Ergebnisse dieser Studie sind wie folgt:

- Das Grundstück des Standorts Bugey befindet sich in der Schwemmebene der Rhône.
- Das Gebiet besteht überwiegend aus vollständig künstlich angelegten Flächen sowie aus angelegten und gestalteten Grünflächen, wie gepflegten Rasenflächen oder Gehölzen aus einheimischen oder Zierpflanzen.

⁹ Projekt zur Wiederherstellung und Erhaltung prioritärer Lebensräume und Arten von gemeinschaftlichem Interesse auf dem Militärgelände von Valbonne mit einer Laufzeit von 7 Jahren (2019-2026).

¹⁰ Dieser Vogel gehört zur Familie der Otidae und zur Ordnung der Otidae und ist einer der am stärksten bedrohten Vögel der Kulturlandschaften Frankreichs.

¹¹ Naturgebiet von ökologischem, faunistischem und floristischem Interesse.

Die wichtigsten Herausforderungen, die auf dem Grundstück des Bugey-Gebiets in Bezug auf Fauna, Flora und natürliche Lebensräume identifiziert wurden, betreffen insbesondere:

- das Vorhandensein von aquatischen und feuchten Lebensräumen, wie z. B. Auwälder¹²;
- eine Wiese innerhalb des Geländes des Kernkraftwerks, die potenziell eine Reihe von heimischen Pflanzenarten beherbergt und Lebensraum für eine interessante Vogelart, die Grauammer, bietet;
- das Vorhandensein eines Gebäudes auf dem Gelände des Kernkraftwerks, in dem Fensterbrandsegler nisten und in dem auch Rauchschwalben potenziell nisten.

Schließlich ist noch die Identifizierung invasiver gebietsfremder Arten auf dem Grundstück des Standorts Bugey zu erwähnen.

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 Überarbeitung der Rechtsvorschriften für Kernanlagen eingeleitet, die seitdem im Umweltgesetzbuch kodifiziert sind. Dieses Gesetz wurde durch mehrere Durchführungsdekrete und Verordnungen präzisiert, deren Hierarchie in Abbildung 2 dargestellt ist.

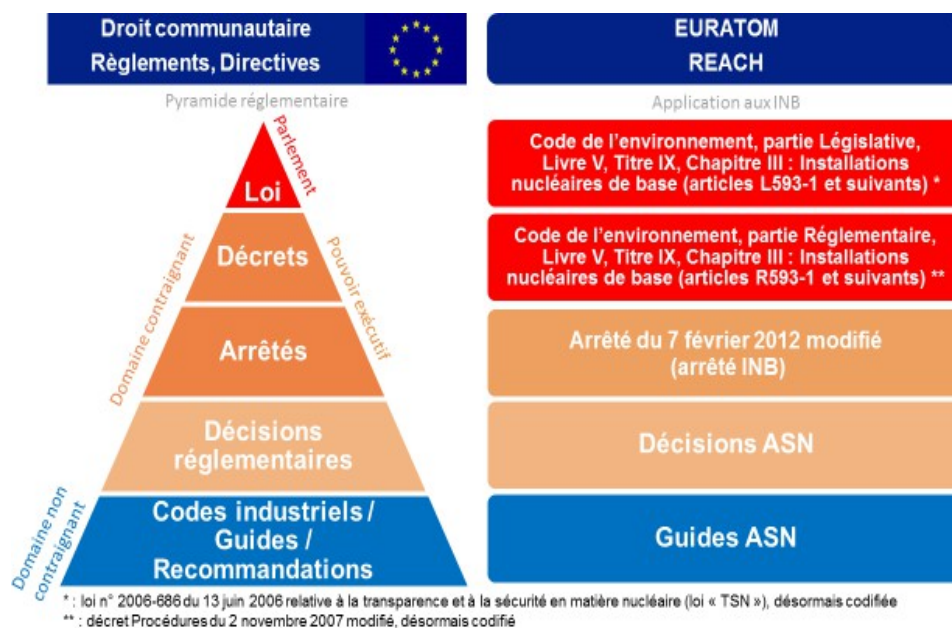


Abbildung 2: Hierarchie der Rechtsvorschriften und Anwendung auf INB

Die regelmäßig überarbeitete Umweltverträglichkeitsprüfung ist ein Begleitdokument zu den Genehmigungsunterlagen.

¹² Vegetation entlang von Gewässern.

In Anwendung der Vorschrift [INC-B], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 erlassen wurde:

- EDF hat im Jahr 2021 die bis zu diesem Zeitpunkt durchgeführten Aktualisierungen der Umweltverträglichkeitsprüfung in der in den Artikeln R. 122-5 und R. 593-17 des Umweltgesetzbuches vorgesehenen Form konsolidiert, unter Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse, insbesondere hinsichtlich der Bewertung der Auswirkungen der Ableitungen der Anlagen und der Entwicklung der Umwelt am Standort, und unter Beschreibung der Auswirkungen der Anlagen auf das Klima und der Anfälligkeit der Anlagen gegenüber dem Klimawandel, insbesondere in Bezug auf Wärmeableitungen, die Bewirtschaftung flüssiger Ableitungen und die Nutzung der Wasserressourcen.
- EDF hat 2021 die Verbesserungen präzisiert, die zur Verringerung der Umweltauswirkungen seiner Anlagen beitragen sollen, die es unter Berücksichtigung der Ergebnisse der Umweltverträglichkeitsprüfung und der besten verfügbaren Techniken plant, sowie den entsprechenden Zeitplan für die Umsetzung.
- EDF hat Ende 2023 eine Studie vorgelegt, in der die kumulierten Auswirkungen der an der Rhône und der Loire gelegenen Kernkraftwerke auf diese Flüsse dargestellt werden.

Die wichtigsten für das Kernkraftwerk Bugey geltenden Rechtsvorschriften in Bezug auf die Nachteile sind nachstehend aufgeführt:

- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs über nukleare Sicherheit und grundlegende kerntechnische Anlagen, insbesondere die Artikel L. 593-18, L. 593-19 und R. 593-62.
- Geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für grundlegende kerntechnische Anlagen (sogenannter „INB-Erlass“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 16. Juli 2013 über die Kontrolle der Belästigungen und Auswirkungen auf die Gesundheit und die Umwelt durch grundlegende kerntechnische Anlagen, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch die Entscheidung Nr. 2016-DC-0569 der ASN vom 29. September 2016, genehmigt durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 (sogenannte „Umweltentscheidung“).
- Entscheidung Nr. 2015-DC-0508 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. April 2015 über die Studie zur Abfallbewirtschaftung und die Bilanz der in Kernanlagen anfallenden Abfälle, genehmigt durch den Erlass vom 1. Juli 2015 (sogenannte „Abfallentscheidung“).
- Entscheidung Nr. 2016-DC-0578 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 6. Dezember 2016 zur Prävention von Risiken durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen (Legionellen und Amöben) durch Kühlanlagen des Sekundärkreislaufs von Druckwasserreaktoren, genehmigt durch den Erlass vom 13. Januar 2017 (sogenannter „Entscheid über Amöben und Legionellen“).
- Entscheidung Nr. 2017-DC-0587 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. März 2017 über die Konditionierung radioaktiver Abfälle und die Bedingungen für die Annahme von radioaktiven Abfallgebinden in kerntechnischen Grundlagelagern, genehmigt durch den Erlass vom 13. Juni 2017 (sogenannte „Entscheidung zur Verpackung von Abfällen“).
- Entscheidung Nr. 2017-DC-0588 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 6. April 2017 über die Modalitäten der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs, der Ableitung von Abwässern und der Umweltüberwachung von Druckwasserreaktoren, genehmigt durch den Erlass vom 14. Juni 2017 (sogenannte „Entscheidung über die Modalitäten für den Park“).
- Entscheidung Nr. 2014-DC-0442 vom 15. Juli 2014 zur Festlegung der Vorschriften für die Entnahme und den Verbrauch von Wasser sowie die Ableitung flüssiger und gasförmiger Abwässer aus den Kernkraftwerken Nr. 45, Nr. 78, Nr. 89 und Nr. 173, die von EDF SA in der Gemeinde Saint-Vulbas betrieben werden (sogenannte „Entscheidung über die Modalitäten für den Standort“), geändert durch die Entscheidung Nr. 2022-DC-0726 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 28. Juni 2022.

- Entscheidung Nr. 2014-DC-0443 vom 15. Juli 2014 zur Festlegung der Grenzwerte für die Ableitung flüssiger und gasförmiger Abfälle aus Kernkraftwerken Nr. 45, Nr. 78, Nr. 89 und Nr. 173, die von EDF SA in der Gemeinde Saint-Vulbas betrieben werden (sogenannte „Grenzwerte-Entscheidung“), geändert durch die Entscheidung Nr. 2022-DC-0727 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 28. Juni 2022.

Diese beiden Texte wurden nach Einreichung eines Antrags gemäß Artikel 26 auf Änderung der Gesamtmetallgrenze im Jahr 2017 überarbeitet. Dieser Antrag wurde gemäß den Bestimmungen des Verfahrensdekrets von der Behörde für nukleare Sicherheit zusammen mit den staatlichen Stellen geprüft. Bei dieser Gelegenheit wurde die Öffentlichkeit informiert, und die Behörde für nukleare Sicherheit holte die Stellungnahmen des CODERST und der CLI zu den Entscheidungsentwürfen ein.

In Anwendung der Vorschrift [INC-A], die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde, wird hier auch die Prüfung der Konformität mit den folgenden Texten vorgestellt:

- Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 vom 18. Dezember 2006 in ihrer geänderten Fassung über die Registrierung, Bewertung und Zulassung von Chemikalien sowie die Beschränkungen für diese Stoffe.
- Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 vom 16. Dezember 2008 in ihrer geänderten Fassung über die Einstufung, Kennzeichnung und Verpackung von Stoffen und Gemischen.
- Verordnung (EU) Nr. 528/2012 vom 22. Mai 2012 in ihrer geänderten Fassung über die Bereitstellung auf dem Markt und die Verwendung von Biozidprodukten.

1.1.2.2 Kontrolle der Einhaltung gesetzlicher Vorschriften

Das Kernkraftwerk Bugey ist so organisiert, dass die Einhaltung der Vorschriften durch eine Reihe von Schlüsselschritten jederzeit gewährleistet ist:

- Identifizierung: Die Einhaltung der Umweltvorschriften für Kernkraftwerke basiert auf der Ermittlung und Analyse der für Kernkraftwerke geltenden Umweltvorschriften und -anforderungen auf nationaler Ebene. Jedes Kernkraftwerk erfasst auch 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.
 - „konforme Anforderungen“: Das Kernkraftwerk erfüllt die gesetzlichen Anforderungen und kann dies nachweisen.
 - „Anforderungen an das Compliance-Management“: Das Kernkraftwerk führt zusätzliche Maßnahmen gemäß einem Zeitplan durch, der den Herausforderungen in Bezug auf die geschützten Interessen angemessen ist.
- Bearbeitung: Wenn eine Anforderung teilweise oder gar nicht erfüllt wird, wird im Rahmen der Anforderungen an das Compliance-Management ein Aktionsplan erstellt.
- Überwachung: Das Kernkraftwerk überprüft regelmäßig seinen Konformitätsstatus hinsichtlich jeder gesetzlichen Umweltauflage.
- Überprüfung: Jedes Jahr überprüft das Kernkraftwerk im Rahmen der im Umweltmanagementsystem vorgesehenen regelmäßigen Überprüfungen, ob neue Umweltauflagen berücksichtigt wurden, und zieht Bilanz über den Fortschritt der Maßnahmen zur Einhaltung der Compliance-Anforderungen.

Im Rahmen der Bewertung der Einhaltung der Vorschriften hat das Kernkraftwerk Bugey zum 3. August 2023 262 im Umweltbereich geltende Texte identifiziert. Unter diesen Texten wurden 4778 Anforderungen als anwendbar identifiziert, darunter:

- 4.397 konforme Anforderungen (92,0 %);
- 347 Anforderungen, die derzeit geprüft werden (7,3 %);
- 34 im Konformitätsmanagement (0,7 %).

Im Rahmen der in Teil I – Kapitel I § I-1.1.2.1 genannten Texte wurden 1.133 Anforderungen im Umweltbereich erfasst, darunter:

- 1128 konforme Anforderungen (99,6 %);
- 5 Anforderungen im Bereich Compliance-Management (0,4 %).

Die detaillierte Bilanz der geltenden Anforderungen der in Teil I – Kapitel I § I-1.1.2.1 genannten Texte ist in Tabelle 1 dargestellt. Dies entspricht teilweise der Vorschrift [INC-A], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des⁴ RP 900 erlassen wurde.

Tabelle 1: Bilanz der Einhaltung der Vorschriften der in Teil I – Kapitel I § I-1.1.2.1 genannten Texte zum 3. August 2023

Titel des Textes	Konforme Anforderungen	Anforderungen werden derzeit geprüft	Anforderungen im Bereich Compliance-Management
Geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 (INB-Erlass)	97	0	0
Entscheidung Nr. 2013 – DC – 0360 (Umweltentscheidung)	275	0	1
Entscheidung Nr. 2014 – DC – 0442 (Entscheidung über Standortmodalitäten), geändert durch die Entscheidung 2022-DC-0726	141	0	1
Entscheidung Nr. 2014-DC-0443 (Entscheidung zu den Grenzen) geändert durch die Entscheidung 2022-DC-0727	37	0	0
Entscheidung Nr. 2015 – DC – 0508 (Entscheidung über Abfälle)	43	0	0
Entscheidung Nr. 2016 – DC – 0578 (Entscheidung „Amöben/Legionellen“)	198	0	0
Entscheidung Nr. 2017 – DC – 0587 (Entscheidung „Abfallverpackungen“)	24	0	2
Entscheidung Nr. 2017- DC – 0588 (Entscheidung über die Modalitäten für den Park)	130	0	1
Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 (CLP)	118	0	0
Verordnung (EU) Nr. 528/2012 (Biozide)	20	0	0
Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 (REACH)	45	0	0

Im Rahmen des Konformitätsprozesses hat das CNPE Maßnahmen zu allen identifizierten Anforderungen im Bereich Konformitätsmanagement eingeführt und überwacht deren Umsetzung. Darüber hinaus setzt es die Analyse der Anforderungen fort, deren Konformitätsstatus derzeit geprüft wird.

Die in diesen Texten festgelegten Anforderungen an das Compliance-Management haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen und fallen nicht in den Bereich der Nachteile. Die Anforderungen im Zusammenhang mit dem Bereich Risiken werden in Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 1 § 1.2.2.1 dieses Berichts vorgestellt.

Besonderer Hinweis zu den Anforderungen an die erforderlichen Ausrüstungen (EN), die unter Anhang II der INB-Verordnung fallen.

Artikel R. 593 – 26 des Umweltgesetzbuches definiert den Mindestumfang des INB-Perimeters, der nicht nur die eigentliche kerntechnische Anlage, sondern auch die für ihren Betrieb erforderlichen Ausrüstungen (EN) gemäß Artikel L. 593 – 3 des Umweltgesetzbuches umfassen muss.

Diese Anlagen können je nach Art mit klassifizierten Anlagen für den Umweltschutz (ICPE) oder Anlagen, Bauwerken, Arbeiten und Aktivitäten (IOTA) gemäß dem Wassergesetz gleichgesetzt werden, aber als Teil der INB und für deren Betrieb, Wartung und Überwachung erforderlich, unterliegen sie den für INB geltenden Vorschriften und Regelungen.

Aufgrund ihrer potenziellen Auswirkungen auf die Sicherheit, Gesundheit und Hygiene der Bevölkerung sowie für die Umwelt gelten gemäß Artikel 4.3.1 des INB-Erlasses für die erforderlichen Anlagen, die einen Schwellenwert der ICPE- oder IOTA-Nomenklatur des Kernkraftwerks Bugey überschreiten, die entsprechenden ministeriellen Erlasse mit allgemeinen ICPE- und IOTA-Vorschriften, die in Anhang II des INB-Erlasses aufgeführt sind, ab dem 15. November 2018, dem Datum der Einreichung des RCR für die stillgelegte Anlage Bugey 1.

Im Rahmen der Konformitätsbewertung zum 3. August 2023 hat das Kernkraftwerk Bugey 17 anwendbare Verordnungen identifiziert, d. h. 1.524 Anforderungen in Bezug auf die 118 erforderlichen Ausrüstungen (EN), die unter Anhang II der INB-Verordnung fallen.

In diesem Bereich wurden erfasst:

- 1.503 konforme Anforderungen (98,6 %);
- 12 Anforderungen, die derzeit geprüft werden (0,8 %);
- 9 Anforderungen im Konformitätsmanagement (0,6 %).

Die Einzelheiten dieser Bilanz der per Verordnung geltenden Anforderungen sind in Tabelle 2 aufgeführt.

*Tabelle 2: Bilanz der Einhaltung der Vorschriften in Bezug auf die EN, die von
Anhang II des INB-Erlasses vom 3. August 2023 betroffen sind*

Verordnung zur ICPE- oder IOTA-Vorschrift	Anlage	Anzahl der betroffenen erforderlichen Ausrüstungen	Anzahl der geltenden Anforderungen		
			Konform	In Bearbeitung	In Bearbeitung Konformität
Beschluss zu Rubrik 1416 D der ICPE-Nomenklatur	Wasserstofflag erstätten	2	65	0	0
Aufhebung der Rubrik 1432 A der ICPE-Nomenklatur	Lagerung von Nicht- Straßendieselmotoren für Tranche	1	217	0	1
Beschluss zu Rubrik 1432 D der ICPE-Nomenklatur	Lagerung von Nicht- Straßendieselmotoren für DUS und Kerosin für die TAC	5	138	0	2
Aufhebung der Rubrik 1630 D der ICPE-Nomenklatur	Lagerung von Soda	1	95	0	1
Aufhebung der Rubrik 2340 D der ICPE-Nomenklatur	Wäscherei	1	86	0	0
Aufhebung der Rubrik 2565 A der ICPE-Nomenklatur	Dekontaminieru ngswerkstatt	1	100	5	0
Aufhebung der Rubrik 2910 D der ICPE-Nomenklatur	Verbrennungsanlagen (TAC, DUS, Stromaggregate der Blöcke)	13	116	0	2
Aufhebung der Rubrik 2925 D der ICPE-Nomenklatur	Akkumulatoren	2	73	0	0
Aufhebung der Rubrik 1172 D der ICPE-Nomenklatur	Lagerung von Bleichmittel	1	79	7	2
Aufhebung der Rubrik 1150 D der ICPE-Nomenklatur	Lagerung von Hydrazinhydrat	5	126	0	0
Aufhebung der Rubrik 2661 D der ICPE-Nomenklatur	Mobile Asphaltemisch lage Quecksilber	1	178	0	0
Aufhebung der Rubrik 1131 D der ICPE-Nomenklatur	Mobile Asphaltemisch lage Quecksilber	1	98	0	0
Beschluss zu den Rubriken 1430-B, 1430-C, 1430-D, 253 und 1434 der ICPE-Nomenklatur	Unterirdische Lagerung von Kerosin der TAC	1	1	0	0
Aufhebung der Rubrik 2921 der ICPE-Nomenklatur	Kühltürme	4	30	0	0
Ausnahme von Abschnitt 1.1.1.0 D der IOTA-Nomenklatur	Piezometer und Brunnen	82	43	0	1
Abschluss der Rubriken 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 oder 1.3.1.0 A der IOTA-Nomenklatur	Pumpstation en	2	40	0	0
Ausnahme von Abschnitt 3.1.2.0 D der IOTA-Nomenklatur	Installation von FRASIL auf dem Wasserauffangbecken der Blöcke 2/3	1	18	0	0

Im Rahmen des Konformitätsprozesses hat das Kernkraftwerk Maßnahmen zu allen im Konformitätsmanagement identifizierten Anforderungen ergriffen und überwacht deren Umsetzung. Darüber hinaus setzt es die Analyse der Anforderungen fort, deren Konformitätsstatus noch zu definieren ist.

Die Gesamtheit der im Bereich der Nachteile identifizierten Anforderungen an das Compliance-Management hat keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen. Die übrigen in diesen Texten identifizierten Anforderungen an das Compliance-Management fallen nicht in den Bereich der Nachteile oder haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen.

Somit ist das Kernkraftwerk Bugey so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften jederzeit gewährleistet ist.

1.2 BILANZ DER IM BETRIEB GEWONNENEN ERFAHRUNGEN

1.2.1 Analyse der wesentlichen Ereignisse

Ereignisse gelten gemäß den Meldekriterien, die im ASN-Leitfaden vom 21. Oktober 2005 über die Meldeverfahren und die Kodifizierung der Kriterien für bedeutende Ereignisse im Zusammenhang mit der Sicherheit, dem Strahlenschutz oder der Umwelt für Kernanlagen und den Transport radioaktiver Stoffe festgelegt sind, als bedeutend.

Jedes bedeutende Ereignis wird analysiert, um die erforderlichen Korrektur- und Präventivmaßnahmen zu ergreifen, damit sich ähnliche Ereignisse im Kernkraftwerk Bugey nicht wiederholen.

Zwischen Januar 2013 und Dezember 2022 meldete das Kernkraftwerk Bugey 16 bedeutende Ereignisse im Zusammenhang mit Nachteilen. Diese Ereignisse haben alle keine ^{nachweisbaren} erheblichen Auswirkungen¹³ auf die geschützten Interessen und betreffen:

Ableitungen chemischer Flüssigkeiten: 2 Ereignisse

1 Vorfall (2015) im Zusammenhang mit der Überschreitung des vorgeschriebenen Grenzwerts für den jährlichen Gesamtmetallfluss, der dem Ableitungskanal zugeführt wird. Weitere Überschreitungen gab es auch in den Jahren 2016, 2017 und 2018. Die ergriffenen Maßnahmen und durchgeführten Untersuchungen veranlassten EDF, 2017 bei der ASN einen Antrag auf Änderungsmeldung gemäß Artikel 26 des Dekrets Nr. 2007-1557 vom 2. November 2007 über grundlegende kerntechnische Anlagen und die Kontrolle im Bereich der nuklearen Sicherheit und des Transports radioaktiver Stoffe (sogenanntes „Verfahrensdekret“) ein Änderungsgesuch ein, das sich auf die Änderung bestimmter Grenzwerte für die Freisetzung von Gesamtmetallen bezog. Dieses Dossier wurde von der ASN geprüft und führte zur Anwendung neuer Grenzwerte für Gesamtmetalle in der Entscheidung ASN Nr. 2022-DC-0727 Ende 2022.

1 Vorfall (2016) im Zusammenhang mit der Überschreitung der maximalen Konzentration im Abflussskanal für den chemischen Sauerstoffbedarf (CSB), gemessen an der monatlichen Aliquotprobe aus den Ex-Behältern, aufgrund der Nichtrepräsentativität der Aliquotprobe. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, insbesondere die Erinnerung an die bei der Probenahme zu beachtenden Regeln. Dieses Ereignis hatte keine Auswirkungen auf die Umwelt, die Einleitungen erfolgten gemäß den gesetzlichen Anforderungen.

¹³ Unter einer nachweislich 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 Kernanlagen 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.);
- r Schaffung eines Nachteils für einen anderen Nutzer der Umgebung.

Radioaktive Flüssigabfälle: 4 Ereignisse

2 Vorfälle (2013 und 2014) im Zusammenhang mit gleichzeitigen Teilentleerungen von Lagertanks für radioaktive Flüssigabfälle vor der Ableitung. In beiden Fällen kam es während einer Ableitung aus einem dieser Behälter aufgrund einer undichten Armatur gleichzeitig zu einer zweiten Ableitung aus einem anderen Behälter. Die betroffenen Armaturen wurden wieder in einen vorschriftsmäßigen Zustand versetzt. Die Analysen der abgeleiteten Behälter haben gezeigt, dass die gesetzlichen Grenzwerte eingehalten wurden.

1 Vorfall (2013) im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung der gesetzlichen Verpflichtungen hinsichtlich der Entnahme- und Messmodalitäten bei der halben Einleitung. Tatsächlich wurden die sogenannten „halben Einleitungen“ bei der Entleerung der Behälter nicht ordnungsgemäß genutzt. Es wurden mehrere kurz- und langfristige Korrekturmaßnahmen in Bezug auf die Regeln für die Analyse vor der Entleerung eingeführt. Die nach vollständiger Verdünnung berechnete hinzugefügte Volumenaktivität zeigt, dass keine Auswirkungen auf die Umwelt zu verzeichnen waren.

1 Vorfall (2013) im Zusammenhang mit der teilweisen Ableitung aus einem Behälter in die Umwelt, obwohl die für die Ableitungsgenehmigung erforderliche Analyse vor der Ableitung von Radionukliden nicht repräsentativ war. Es wurden mehrere Korrekturmaßnahmen ergriffen, darunter eine Änderung der Freisetzungsvorschriften. Die Analyse der im Behälter verbleibenden Abwässer zeigt, dass die Freisetzung die gesetzlichen Grenzwerte des Kernkraftwerks eingehalten hat.

Radioaktive gasförmige Ableitungen: 9 Ereignisse

2 Ereignisse (2015 und 2017) betrafen einen Rückgang des Durchflusses im Kamin des Nebengebäudes für nukleare Hilfsanlagen (BAN) unter den Schwellenwert von 180.000 m³ /h. Diese Ereignisse hatten unterschiedliche Ursachen und Ursprünge. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, und die Ereignisse haben sich nicht wiederholt. :

- Das Ereignis von 2015 hängt mit der Planung einer Aktivität zu einer ungeeigneten Jahreszeit (niedrige Temperaturen) zusammen.
- Das Ereignis von 2017 steht im Zusammenhang mit dem Ausbleiben eines Neustarts eines Ventilators während eines Betriebsmanövers

1 Vorfall (2013) im Zusammenhang mit dem unsachgemäßen Umgang mit der Nichtverfügbarkeit einer Belüftung während des Austauschs eines Hochleistungsfilters (THE) aufgrund einer fehlerhaften Auslegung der Technischen Betriebsspezifikationen (STE) und einer falschen Berechnung des Wirkungsgrads. Es wurden mehrere Maßnahmen ergriffen, darunter die Aktualisierung der Betriebsunterlagen. Dieses Ereignis hatte keine Auswirkungen auf die Umwelt.

1 Vorfall (2013) im Zusammenhang mit der Nichtberücksichtigung des Betriebsreferenzsystems bei der Filterverwaltung, was dazu führte, dass beim Filterwechsel keine funktionale Neuklassifizierung durchgeführt wurde und die Testintervalle nicht eingehalten wurden. Es wurden mehrere Korrekturmaßnahmen durchgeführt, dieser Vorfall hatte keine Folgen.

1 Vorfall (2013) im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung der Häufigkeit der regelmäßigen Krypton-Tests der Messketten, der auf unzureichende Kenntnisse der Planungsanforderungen für diese Art von regelmäßigen Tests zurückzuführen war. Es wurden Maßnahmen zur Sensibilisierung der Beteiligten und zur Aktualisierung des Prüfprogramms durchgeführt. Dieser Vorfall hatte keine Auswirkungen auf die Umwelt, mehrere andere Prüfungen haben gezeigt, dass die Messketten stets verfügbar waren.

1 Ereignis (2015) bezüglich der Überschätzung des Durchflusses des Kamins des Gebäudes der nuklearen Hilfskräfte (BAN) bei der Umsetzung einer vorübergehenden Änderung der STE, verbunden mit einem Fehler bei der Optimierung der Einstellungen der angezeigten Messung. Es wurden mehrere Korrekturmaßnahmen durchgeführt. Dieses Ereignis hatte keine Folgen, da der tatsächliche Durchfluss im Schornstein des BAN nie unter dem erforderlichen Wert lag.

1 Ereignis (2016) betraf die Nichtverfügbarkeit eines Absperrventils für die Belüftung nach einer Betriebsmaßnahme, die mit einer ungeeigneten Vorgehensweise durchgeführt wurde. Die Betriebsanweisungen wurden aktualisiert. Dieses Ereignis hatte keine Auswirkungen auf die Umwelt.

1 Ereignis (2021) im Zusammenhang mit dem Nachweis künstlicher Radioelemente durch die Aktivitätsmessketten des Gebäudes für allgemeine nukleare Hilfsmittel (BANG) in atmosphärischen Proben. Die Mittel zur Umweltüberwachung (Umgebungs-Gammasonden, Analysen von Wasser-, Kies- und Grasproben) bestätigten, dass in dem betroffenen Gebiet keine künstlichen Radioelemente vorhanden waren. Dieses Ereignis hatte keine Auswirkungen auf die Umwelt.

1 Ereignis (2022) betraf die Überschreitung des vorgeschriebenen Alarmschwellenwerts am Kamin des BAN nach dem Öffnen eines Ventils im Abwasseraufbereitungskreislauf (TEP). Es wurden keine vorgeschriebenen Grenzwerte überschritten, weder hinsichtlich der Aktivitätsleistung am Kamin des BAN (Durchschnitt über 24 Stunden) noch hinsichtlich der jährlich freigesetzten Aktivität.

Das Kernkraftwerk hat für alle Ereignisse mehrere Korrekturmaßnahmen ergriffen.

Abfälle: 1 Ereignis

1 Vorfall (2017) im Zusammenhang mit der Verbringung von nuklearen Abfällen zur Konditionierungsanlage ohne Erstellung eines Begleitscheins für radioaktive Abfälle. Die Betriebsunterlagen wurden aktualisiert und die Beteiligten sensibilisiert. Dieser Vorfall hatte keine Auswirkungen auf die Umwelt.

Das Management bedeutender Ereignisse ist gut in das Managementsystem des Kernkraftwerks Bugey integriert. Bedeutende Ereignisse werden behandelt, und die Wirksamkeit der Maßnahmen wird durch das Ausbleiben von Wiederholungen über einen Zeitraum von 10 Jahren belegt.

Analyse und Behandlung von Abweichungen vom INB-Erlass

Um den Begriff der Abweichung vom INB-Beschluss zu verstehen, müssen die folgenden Definitionen aus Artikel 1.3 des INB-Beschlusses vorgestellt werden:

- Wichtiges Element für den Schutz (EIP): „Wichtiges Element für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuches genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz), d. h. Struktur, Ausrüstung, System (programmiert oder nicht), Material, Komponente oder Software, die in einer Kernanlage vorhanden sind oder unter der Verantwortung des Betreibers stehen und eine für den in Artikel L. 593-7 des Umweltgesetzbuches oder die Kontrolle, dass diese Funktion gewährleistet ist, erfüllt.“
- Für den Schutz wichtige Tätigkeit (AIP): „Für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz) wichtige Tätigkeit, d. h. eine Tätigkeit, die zu den in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten technischen oder organisatorischen Vorkehrungen beiträgt oder diese beeinträchtigen kann.“
- Definierte Anforderung: „Anforderung, die einem für den Schutz wichtigen Element auferlegt wird, damit es mit den erwarteten Eigenschaften die in der Demonstration gemäß Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs vorgesehene Funktion erfüllt, oder einer für den Schutz wichtigen Tätigkeit, damit sie ihre Ziele im Hinblick auf diese Demonstration erfüllt.“

- Abweichung: „Nichteinhaltung einer definierten Anforderung oder Nichteinhaltung einer vom integrierten Managementsystem¹⁴ des Betreibers festgelegten Anforderung, die sich auf die in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Bestimmungen auswirken kann“.

Wie alle Kernkraftwerke verfügt auch das Kernkraftwerk Bugey über ein integriertes Managementsystem, das die Anforderungen der INB-Verordnung umfasst.

Die vom Kernkraftwerk Bugey seit Inkrafttreten des INB-Erlasses am 1. Juli 2013 gemeldet wurden, wurden analysiert, um diejenigen zu identifizieren, die eine Abweichung im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung einer definierten Anforderung darstellen, von denen, die eine Abweichung im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung einer vom integrierten Managementsystem festgelegten Anforderung darstellen.

So wurden unter den analysierten bedeutenden Ereignissen sechs Abweichungen vom INB-Beschluss festgestellt, die alle auf die Nichteinhaltung einer vom integrierten Managementsystem festgelegten Anforderung zurückzuführen sind. Für diese Abweichungen wurden Maßnahmen ergriffen, deren Wirksamkeit durch das Ausbleiben von Wiederholungsfällen belegt ist.

1.2.2 Konformität der EIPi mit ihren festgelegten Anforderungen

Die wichtigen Elemente für den Schutz der Interessen gegenüber Nachteilen (EIPi) und die damit verbundenen Anforderungen sind seit dem 1. Juli 2013, dem Datum des Inkrafttretens des INB-Erlasses, im Kernkraftwerk Bugey präzisiert und referenziert.

Im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung unterhält EDF ein den Herausforderungen angemessenes System, um die Nachteile, die seine Anlagen für die geschützten Interessen mit sich bringen, zu kontrollieren.

So hat EDF seit 2016 Elemente identifiziert, die zur Umweltleistung beitragen. Dabei handelt es sich um technische Vorkehrungen, die eine optimierte Bewältigung von Nachteilen 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 Bugey sind:

- Für die Ableitung radioaktiver und chemischer Flüssigabfälle:
 - Vorrichtungen zur Kontrolle der Einleitungen: Einleitungsventile oder -pumpen, Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung (Füllstand, Durchfluss, pH-Wert, Aktivität);
 - Vorrichtungen zur Messung der Temperatur und des Durchflusses des aufnehmenden Mediums.
- Für die Ableitung von Abgasen:
 - Ventile zur Durchführung abgestimmter Einleitungen;
 - Elemente zur Gewährleistung einer wirksamen Abwasserbehandlung;
 - Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung der Ableitungen.
- Für die Entsorgung konventioneller Abfälle aus dem Kernkraftwerk: die C3-Kontrollportale für Fahrzeuge.

Bei einem EIPi ist eine definierte Anforderung eine Anforderung, die diesem EIPi zugewiesen wird, damit er mit den erwarteten Eigenschaften die in der Demonstration des Schutzes der Interessen vorgesehene Funktion erfüllt. Seine ordnungsgemäße Funktion wird mindestens bei jeder Verwendung oder Entsorgung zusätzlich zu den Überprüfungen bei den regelmäßigen Tests überprüft. Bei Nichtverfügbarkeit eines EIPi kann durch die Anwendung der festgelegten Vorgehensweise die Kontinuität der Funktion des EIPi gewährleistet oder die Auswirkungen oder Beeinträchtigungen beseitigt werden. Der Nachweis des Schutzes der Interessen wird somit nicht beeinträchtigt und führt nicht zu einer Abweichung vom INB-Erlass. Umgekehrt gilt die Nichteinhaltung einer Verhaltensweise für eine EIPi als Abweichung vom INB-Erlass.

¹⁴ Die Verordnung 2016-128 vom 10. Februar 2016 mit verschiedenen Bestimmungen im Nuklearbereich präzisiert in Artikel 26 die Änderung des Wortlauts: Das integrierte Managementsystem wird zum integrierten Verwaltungssystem.

Es ist zu beachten, dass die Nichtverfügbarkeit des EIPi einen eingeschränkten Betriebsmodus darstellt, dessen Akzeptanz je nach den Herausforderungen im Hinblick auf die geschützten Interessen zeitlich begrenzt ist. Aus diesem Grund wird die Nichtverfügbarkeit des EIPi über ein Tool zur Erfassung von Interventionsanfragen protokolliert, und die Reparaturfristen sind mit den Herausforderungen vereinbar und verhältnismäßig.

Wie in Abschnitt I-1.2.1 beschrieben, wurden die seit Inkrafttreten des INB-Erlasses gemeldeten bedeutenden Ereignisse analysiert, um diejenigen zu identifizieren, die eine Abweichung davon darstellen.

So gab es unter den analysierten bedeutenden Ereignissen keine Abweichungen im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung einer für ein EIPi festgelegten Anforderung.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen stützt sich auch auf vorbeugende Maßnahmen zur Überwachung und Wartung der EIPi (Beispiele: Wartungs-, Kontroll- und regelmäßige Prüfprogramme).

Die Überprüfung der Konformität dieser Bestimmungen mit den festgelegten Anforderungen für die EIPi des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey bestand darin, Folgendes zu überprüfen:

- die letzten Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen innerhalb der vorgesehenen Fristen geplant sind;
- Diese Maßnahmen wurden vor Ort durchgeführt;
- die Ergebnisse dieser Maßnahmen sind zufriedenstellend.

Es ist anzumerken, dass diese Anlagen im Normalbetrieb wiederholt beansprucht werden und vorbeugenden Überwachungs- und Wartungsmaßnahmen unterliegen, sodass es nicht erforderlich erscheint, bei der Überprüfung zusätzliche Kontrollen durchzuführen. Es ist anzumerken, dass das Ergebnis des Kontrollprogramms für Tiefbauwerke in Teil I (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 1) dargestellt ist. Dies entspricht teilweise der Vorschrift [INC-A], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des⁴ RP 900 erlassen wurde.

Die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen zeigen, dass alle vorgesehenen Wartungs-, Kontroll- und Testmaßnahmen geplant und vor Ort durchgeführt wurden, mit Ausnahme der Kontrollen, die noch an drei EIPi durchgeführt werden müssen, die für die derzeit laufende ^{vierte} Zehnjahresinspektion von Block 3 geplant sind.

Die Einzelheiten der geprüften EIPi sowie die Ergebnisse der durchgeführten Kontrollen sind in dem Dokument aufgeführt, das dem detaillierten Programm der EIPi entsprechenden ECOT beigelegt ist.

Bislang sind alle Ergebnisse zufriedenstellend, sodass keine zusätzlichen Überprüfungen erforderlich sind.

Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPi sowie die damit verbundenen Bestimmungen zur Wartung und Überwachung vor Ort einzuhalten.

1.2.3 Zusätzliche Kontrollen der Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallverpackung

In Anwendung der Vorschrift [INC-A], die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des⁴ RP 900 herausgegeben wurde, hat EDF Kontrollen der Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallkonditionierung durchgeführt. Diese Kontrolle umfasst die Überprüfung der Angemessenheit der laufenden Kontroll- und Wartungsmaßnahmen im Hinblick auf ihre Ziele und die entsprechenden besten verfügbaren Techniken.

Das Ergebnis dieser Kontrollen für die gemeinsamen Reaktoren Nr. 2 und Nr. 3 zeigt, dass von den 37 identifizierten Ausrüstungen der Systeme TEU, TEP und TES:

- In 78,4 % der Fälle sind die Ergebnisse der letzten Kontroll- oder Wartungsarbeiten an den Anlagen zufriedenstellend.
- In 21,6 % der Fälle sind Korrekturmaßnahmen vorgesehen, da diese für diese Geräte besser geeignet sind.

Die Ergebnisse der Kontrollen und Wartungsarbeiten sowie die Prüfung der Anträge auf Arbeiten aufgrund von Materialfehlern in den letzten 10 Jahren lassen den Schluss zu, dass die Kontroll- und Wartungsprogramme, denen die Anlagen unterzogen werden, derzeit ausreichend und angemessen sind.

1.2.4 Beherrschung der Nachteile zum Schutz der Interessen

Dieser Absatz enthält eine Bilanz der letzten zehn Jahre hinsichtlich der Bewältigung der Nachteile durch das Kernkraftwerk Bugey, der Verbesserungen bei der Bewältigung der Auswirkungen auf Umwelt und Gesundheit sowie der im Rahmen des kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ergriffenen Maßnahmen.

Der Referenzzeitraum für die Erstellung des Abschnitts „Nachteile“ des RCR Bugey 3 reicht von Januar 2013 bis Dezember 2022 ().

1.2.4.1 Bilanz der Wasserentnahmen und des Wasserverbrauchs

Für den Betrieb seiner Anlagen ist das Kernkraftwerk berechtigt, Wasser aus folgenden Quellen zu entnehmen:

- aus der Rhône: zur Versorgung der Waschkreisläufe der Filtertrommeln, zur Kühlung der Hilfsanlagen der Kernreaktoren, der Hilfsanlagen der Maschinenräume, der Kondensatoren sowie zur Aufbereitung von Brauchwasser und Löschwasser.
- im Begleitwasser der Rhône: für den Betrieb und die Nutzung der Notfall-Wasserpumpanlage. Die Umsetzung dieser Pumpenlösung würde es ermöglichen, die Restwärme des Reaktors und des Brennelementlagers im Falle eines Ausfalls der Kühlquelle nachhaltig abzuleiten. Diese Brunnen wurden aufgrund der Erfahrungen aus dem Unfall von Fukushima angelegt, und die ersten betriebsbereiten Brunnen werden seit 2018 getestet. Jeder Brunnen ist einem in Betrieb befindlichen Reaktor zugeordnet.

Ergänzend versorgt das Netz von Saint-Vulbas den Standort mit Trinkwasser für den normalen Bedarf (Verpflegung, Trinkbrunnen, Sanitäranlagen und Waschküche).

Für das Kernkraftwerk Bugey gibt es zwei Arten von Kühlkreisläufen:

- Ein offener Kühlkreislauf für die Reaktoren Nr. 2 und Nr. 3. Die Wasserentnahme aus der Rhône beträgt durchschnittlich 92 m³ /s und wird vollständig zurückgeführt.
- Ein halbgeschlossener Kühlkreislauf für die Reaktoren Nr. 4 und Nr. 5 mit 2 atmosphärischen Kühlern pro Reaktor. Die Wasserentnahme aus der Rhône beträgt durchschnittlich 12 m³/s.

99 % des entnommenen Wassers werden wieder in die Natur zurückgeführt.

Tabelle 3 zeigt die Entwicklung der Wasserentnahmen und des Wasserverbrauchs des Kernkraftwerks Bugey im Zeitraum 2013-2022 aus der Rhône, dem Begleitgrundwasser und dem Trinkwassernetz.

Tabelle 3: Wasserentnahmen und -verbrauch des Kernkraftwerks Bugey im Zeitraum 2013–2022 aus der Rhône, dem Grundwasservorkommen der Rhône und dem Trinkwassernetz.

Jahre	Wasser aus der Rhône				Begleitendes Grundwasser der Rhône	Trinkwasser
	Entnommene Mengen (Milliarden m³)	Zurückgeführte Mengen (Milliarden m³)	Verdunstete Mengen (Millionen m³)	Für die Herstellung von demineralisiertem Wasser verbrauchte Mengen (m³)	Entnommene Mengen (m³)	Verbrauchte Mengen (m³)
2013	2,36	2,33	29	551 000	/	114 000
2014	3,05	3,02	24	560 000	/	101 000
2015	3,16	3,13	27	550 000	/	94.000
2016	2,62	2,61	11	519 000	/	133 000
2017	3,02	2,99	24	584.000	/	173 000
2018	2,98	2,95	25	624 000	12.691	217.000
2019	2,91	2,87	32	592 000	1 472	230.000
2020	1,87	1,84	29	498 270	1.654	232.000
2021	2,95	2,92	18	484.000	5 403	185.000
2022	2,59	2,57	16	612 192	1897	185 000
Durchschnitt	2,75	2,72	24	557 446	/	166 400

Zwischen 2013 und 2022 hat das Kernkraftwerk für den Betrieb der vier Reaktoren vom Typ 900 MWe durchschnittlich etwa 2,75 Milliarden m³ Wasser pro Jahr aus der Rhône entnommen und anschließend 2,72 Milliarden m³ pro Jahr an der Einleitungsstelle zurückgeführt. Die verdunstete Wassermenge entspricht durchschnittlich 1 % der entnommenen Menge.

Die beobachteten Schwankungen lassen sich insgesamt durch die Anzahl der Reaktorstillstände pro Jahr erklären (das Kernkraftwerk führte in den Jahren 2013, 2016 und 2020 eine größere Anzahl von Reaktorstillständen durch, was zu einem geringeren Entnahmevermögen für die Kühlung als in den anderen Jahren führte).

Die für die Produktion von demineralisiertem Wasser entnommenen Wassermengen aus der Rhône sind insgesamt stabil und liegen im Betrachtungszeitraum im Durchschnitt bei etwa 557 000 m³ pro Jahr.

Der jährliche Trinkwasserverbrauch belief sich im gleichen Zeitraum auf durchschnittlich etwa 166 000 m³. Dieser Verbrauch schwankt je nach Reaktorabschaltungen, die in diesen Zeiträumen einen erhöhten Personalbedarf vor Ort erfordern. Zu beachten ist auch ein Anstieg des Verbrauchs aufgrund zahlreicher Bauvorhaben ab 2016, die zu einem Anstieg des Personals vor Ort führten.

Ergriffene Maßnahmen

Der Einsatz mobiler Kläranlagen im Park trägt dazu bei, die Zugabe und Ableitung von demineralisiertem 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 Behälter mit Harz vom Typ „Mischbett“ und einer Nachfilterung (Harzfalle). Sie ist über eine dauerhafte Vorrichtung an den Sekundärkreislauf angeschlossen.

Der Einsatz mobiler Kläranlagen ermöglicht eine Verbesserung der Wasserqualität im Sekundärkreislauf beim Wiederanfahren des Reaktors und verlängert die Lebensdauer dieses Kreislaufs. Außerdem kann dadurch der Verbrauch an demineralisiertem und aufbereitetem Wasser (SER)¹⁵ beim Wiederanfahren deutlich reduziert werden. Durch die kürzere Wiederanlaufzeit erhöht sich die Verfügbarkeit der Anlagen.

Zwischen 2018 und 2019 wurden die vier Reaktoren des Kernkraftwerks Bugey jeweils mit einer mobilen Kläranlage (SME) ausgestattet.

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 gelagert, bevor sie unter Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften in flüssiger oder gasförmiger Form abgeleitet werden.

Die fünf Kategorien der freigesetzten Radionuklide sind: Kohlenstoff 14, Tritium, Edelgase, Jod und andere beta- oder gamma-emittierende Spalt- oder Aktivierungsprodukte („andere PF/PA“).

Die Ableitung radioaktiver Abfälle in die Atmosphäre erfolgt über die Schornsteine der Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN). Die Ableitung flüssiger radioaktiver Abfälle erfolgt nach Vorverdünnung in der gemeinsamen Ableitungsanlage der Blöcke 2 und 3 in die Rhône.

Unabhängig vom Entsorgungsweg werden die entstehenden atmosphärischen oder flüssigen Abfälle selektiv gesammelt und anschließend den entsprechenden Behandlungssystemen zugeführt.

Kohlenstoff 14

Kohlenstoff 14 entsteht im Wesentlichen durch Neutronenaktivierung von Sauerstoff 17 und Stickstoff 14, die im Wasser des Primärkreislaufs gelöst sind, sowie von Sauerstoff 17, der im Brennstoff vorhanden ist.

Kohlenstoff 14 in flüssiger Form wird hauptsächlich über Filter und Harze oder in den Konzentraten des Verdampfungssystems für Abwässer zurückgehalten. Folglich gelangt nur ein geringer Teil des ursprünglich in den Kreisläufen in flüssiger Form vorhandenen Kohlenstoffs 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 Weg.

Die jährliche Kohlenstoff-14-Aktivität des Kernkraftwerks Bugey im Zeitraum 2013–2022 ist insgesamt stabil und liegt im Durchschnitt bei etwa 480 GBq in der Atmosphäre und 22,2 GBq in Flüssigkeiten.

Diese Werte für die Freisetzung von Kohlenstoff-14 werden für den Zeitraum von 2013 bis 2015 berechnet und ab 2016 gemessen. EDF hat Maßnahmen durchgeführt, um die Zuverlässigkeit der Entnahme und Messung von Kohlenstoff 14 in flüssigen und atmosphärischen Abfällen nachzuweisen. Somit wird die Bilanz der Kohlenstoff-14-Emissionen auf der Grundlage der seit dem 1. Januar 2016 in flüssigen und atmosphärischen Abfällen gemessenen Aktivitäten erstellt.

¹⁵ Verteilung von demineralisiertem Wasser, konventionelle Anlage PH9 (inklusive Lagerung).

Tritium

Tritium entsteht durch Kernspaltung in den Brennstäben und durch Neutronenaktivierung von Bor-10 und Lithium-6 über die chemischen Zusätze zur Aufbereitung des Wassers im Primärkreislauf.

Die Tritiumproduktion, eine inhärente Eigenschaft von Druckwasserreaktoren, wird kontrolliert durch:

- die Ummantelung aus einer Zirkoniumlegierung, die es ermöglicht, fast das gesamte durch Spaltung in den Brennstäben erzeugte Tritium einzuschließen;
- die Verwendung von mit Lithium-7 angereichertem Lithium, um die Tritiumproduktion im Wasser des Primärkreislaufs durch Neutronenaktivierung von Lithium-6 zu reduzieren.

Derzeit gibt es kein technisch und wirtschaftlich tragbares industrielles Verfahren, mit dem Tritium in den in Anlagen vorkommenden Konzentrationen aus Abwässern entfernt werden kann. Da es keine industrielle Aufbereitungsmöglichkeit gibt und Tritium nur eine geringe Radiotoxizität aufweist (niederenergetischer Betastrahler), wird es vollständig in die Umwelt abgeleitet, vorzugsweise in flüssiger Form.

Die Tritiumfreisetzungen in flüssiger Form spiegeln die vom Kernkraftwerk erzeugte elektrische Energie und die in den Kreisläufen erzielten Tritiumkonzentrationen wider. Im Durchschnitt des betrachteten Zeitraums beträgt die Tritiumaktivität, die in den radioaktiven Flüssigkeitsabfällen des Kernkraftwerks Bugey freigesetzt wird, 45 090 GBq pro Jahr.

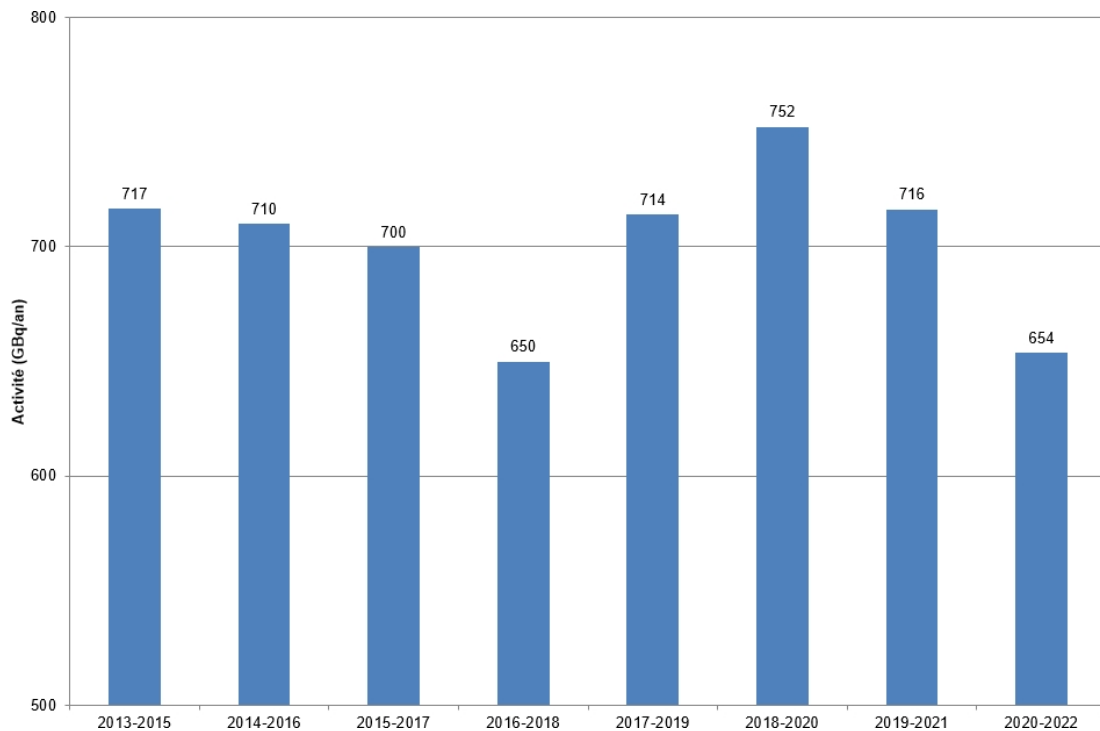
Die Freisetzung von Tritium in die Atmosphäre ist hauptsächlich auf die Verdunstung von tritiumhaltigem Wasser aus den Becken der Brennelement- und Reaktorgebäude während der Abschaltung der Reaktoren zurückzuführen. Um diese Freisetzungen in die Atmosphäre zu begrenzen, führen die Kernkraftwerke vor dem Öffnen des Behälters eine „Entkonzentrierung“ des Tritiums aus dem Wasser des Primärkreislaufs durch.

Die Entlüftung von Behältern, die tritiumhaltige Abwässer enthalten, insbesondere von Zwischenbehältern zur Behandlung primärer Abwässer (TEP), trägt zur Freisetzung von Tritium in die Atmosphäre bei, jedoch nur in geringem Umfang auf der Stufe 900 MWe, zu der das Kernkraftwerk Bugey gehört. Auf dieser Stufe verhindert nämlich ein „Entlüftungsventil“ an der Entlüftungsleitung den Austausch der Atmosphäre in den Behältern außerhalb der Entleerungs- und Befüllungsphasen.

Das Kernkraftwerk Bugey hat verschiedene Maßnahmen zur Optimierung der Entsorgung tritiumhaltiger Abwässer durchgeführt:

- Verbesserung der Messung der Tritiumfreisetzungen in die Atmosphäre durch die Installation neuer Tritium-Probenahmesysteme (gekühlte Sprudler) an den Kaminen der BAN: Diese Verbesserung führt zu einem Anstieg der gemeldeten Freisetzungen, ohne dass die tatsächlichen Freisetzungen zugenommen haben. Diese neuen Tritium-Entnahmesysteme wurden 2010 im Kernkraftwerk Bugey installiert.
- Anwendung der Tritium-Doktrin seit 2008, die festgelegt wurde, um allgemeine Regeln für den Umgang mit Tritium zu definieren.

Abbildung 3 zeigt die jährliche Tritiumaktivität, die vom Kernkraftwerk Bugey im Zeitraum 2013–2022 in die Atmosphäre abgegeben wurde.



*Abbildung 3: In die Atmosphäre freigesetzte Tritiumaktivität, Durchschnitt über
3 fortlaufende Jahre im Zeitraum 2013–2022*

Die durchschnittliche jährliche Tritiumaktivität, die in den Jahren 2013 bis 2022 in die Atmosphäre abgegeben wird, ist stabil und beträgt 688 GBq. Die Entwicklung des gleitenden Dreijahresdurchschnitts zeigt eine gewisse Stabilität dieser Abgaben im Zeitraum 2013 bis 2022.

Ergriffene Maßnahmen

Die dosimetrischen Auswirkungen der Tritiumfreisetzungen aus Kernkraftwerken hängen von der physikalisch-chemischen Form ab, in der das Tritium freigesetzt wird: als Wasser oder tritiumhaltiger Wasserdampf, als tritiumhaltiger Dihydrogen oder als an organische Moleküle gebundenes Tritium. Sowohl in Frankreich als auch international ist nachgewiesen, dass das in den atmosphärischen Abgasen von REPS-Reaktoren freigesetzte Tritium überwiegend in Form von tritiumhaltigem Wasserdampf vorliegt^{16 17}. In den flüssigen Abgasen dieser Reaktoren liegt Tritium überwiegend in Form von tritiumhaltigem Wasser vor.

EDF hat in Zusammenarbeit mit einem Universitätslabor eine Messmethode entwickelt, mit der die verschiedenen organischen Formen in flüssigen Abwässern getrennt werden können, Tritiummessungen mit geringem Hintergrundrauschen durchgeführt und so potenziell tritiumhaltige organische Formen identifiziert. Die Ergebnisse zeigen keine tritiumhaltigen organischen Formen in den abgeleiteten Abwässern.

¹⁶ Tritium in der Umwelt – Zusammenfassung der Erkenntnisse, IRSN-Bericht DEI 2009-05.

¹⁷ Weißbuch zum Thema Tritium – Von Mai 2008 bis April 2010 unter der Schirmherrschaft der ASN durchgeführte Reflexionsgruppen.

Edelgase

Die in den in die Atmosphäre abgegebenen radioaktiven Abwässern enthaltenen Edelgase sind Spaltprodukte. Die wichtigsten bei der Kernspaltung entstehenden Edelgase sind Xenon 133, Xenon 135, Krypton 85, Argon 41 und Xenon 131 m. Sie verbleiben größtenteils im Brennstoffmantel. Eine geringe Menge kann jedoch bei einer Mikroundichtigkeit der Hülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und sich so in den Abwässern wiederfinden. Die in den Lagerbehältern gesammelten Abwässer werden mindestens 30 Tage lang durch radioaktiven Zerfall behandelt, was der vorgeschriebenen Dauer entspricht, damit die Radioaktivität vor der Ableitung ausreichend abnehmen kann.

Abbildung 4 zeigt die jährliche Aktivität der vom Kernkraftwerk Bugey im Zeitraum 2013–2022 freigesetzten Edelgase.

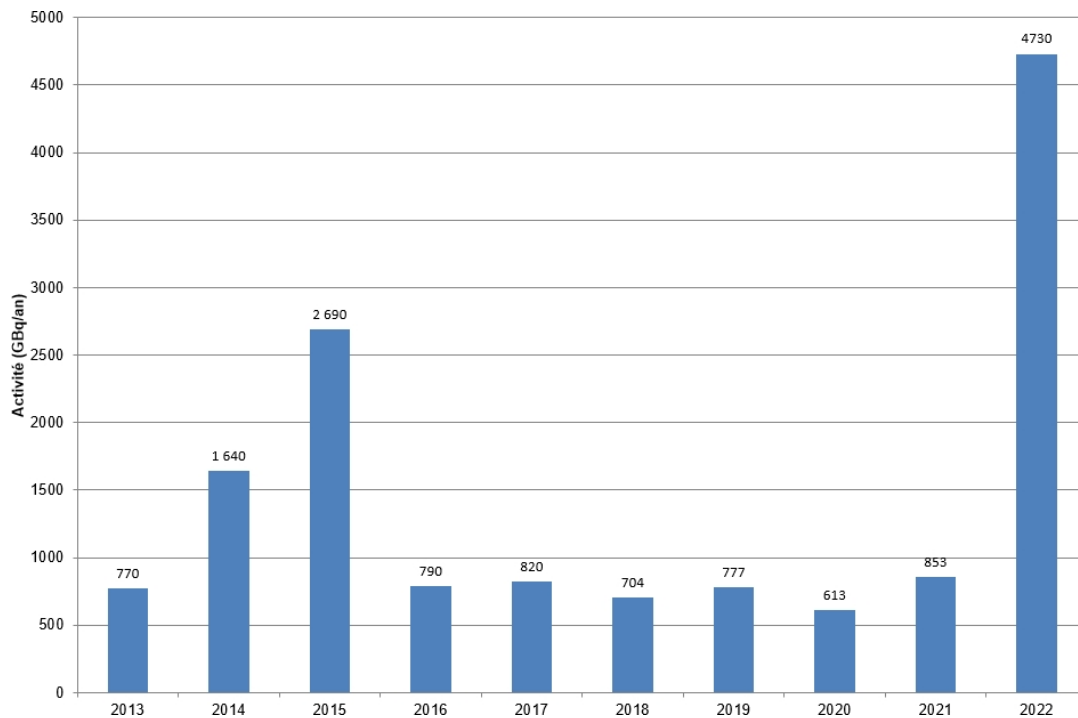


Abbildung 4: In die Atmosphäre freigesetzte Edelgasaktivität im Zeitraum 2013–2022

Die jährlichen Schwankungen der Freisetzung von Edelgasen sind hauptsächlich auf Mikroundichtigkeiten in der Ummantelung zurückzuführen. Defekte Brennelemente werden bei Stillständen zum Nachladen systematisch ausgetauscht.

Die in die Atmosphäre abgegebene Aktivität in Edelgasen ist im Zeitraum 2013 bis 2022 relativ stabil, abgesehen von drei hohen Werten in den Jahren 2014, 2015 und 2022:

- Im Juni 2014 wurde während der Abschaltung des Reaktors Nr. 5 ein vermuteter Manteldefekt an einer Brennelementkassette festgestellt.
- Im Februar 2015 wurde bei der Abschaltung des Reaktors Nr. 3 ein vermuteter Defekt an der Hüllrohranordnung bestätigt.
- Das Ergebnis für das Jahr 2022 ist durch Defekte an der Hüllrohranordnung der beiden Produktionsblöcke Nr. 4 und 5 gekennzeichnet.

Darüber hinaus wird die Messung anhand einer punktuellen Probe durchgeführt und auf eine Woche hochgerechnet. So führte im Juli 2015 eine hohe, nicht repräsentative Messung, die auf eine Woche hochgerechnet wurde, zu einer Überschätzung der berechneten Aktivität in Edelgasen: insgesamt 1 312 GBq für diesen Monat. Der Wert von 2.690 GBq für 2015 ist daher keineswegs repräsentativ für die tatsächlichen Emissionen des Jahres.

Insgesamt wurden die beobachteten niedrigen Emissionswerte durch eine Reihe von Maßnahmen erreicht, darunter insbesondere:

- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen;
- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit von Kreisläufen, in denen radioaktive Gase transportiert werden;
- die Möglichkeit, die Aktivität kurzlebiger Radionuklide durch Aufschieben der Ableitung von Kapazitäten abklingen zu lassen;
- Verbesserungen hinsichtlich der Überwachung und des systematischen Austauschs defekter Brennelemente.

Jod

Das in den radioaktiven Abwässern des Kernkraftwerks enthaltene Jod (hauptsächlich Jod 131 und Jod 133) ist ein Spaltprodukt, das beim Spalten von Uran- oder Plutoniumatomen im Brennstoff entsteht. Der größte Teil davon bleibt in der Brennstoffhülle eingeschlossen. Eine geringe Menge kann jedoch bei einer Mikroundichtigkeit der Hülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und sich dann in den Abwässern wiederfinden.

Das in flüssigen radioaktiven Abwässern enthaltene Jod wird durch Abwasserbehandlungssysteme (Filtration, Demineralisierung mit Harzen, Abtrennung durch Verdampfung) wirksam aufgefangen. Jod-131 und Jod-133 haben kurze Halbwertszeiten (8 Tage bzw. 21 Stunden) und verschwinden daher schnell. Das in radioaktiven Abwässern enthaltene Jod wird durch Jodfallen (Aktivkohle) und hocheffiziente Filter zurückgehalten.

Abbildung 5 zeigt die jährliche Aktivität der vom Kernkraftwerk Bugey in den Zeitraum 2013–2022 in die Atmosphäre abgegebenen Jodisotope.

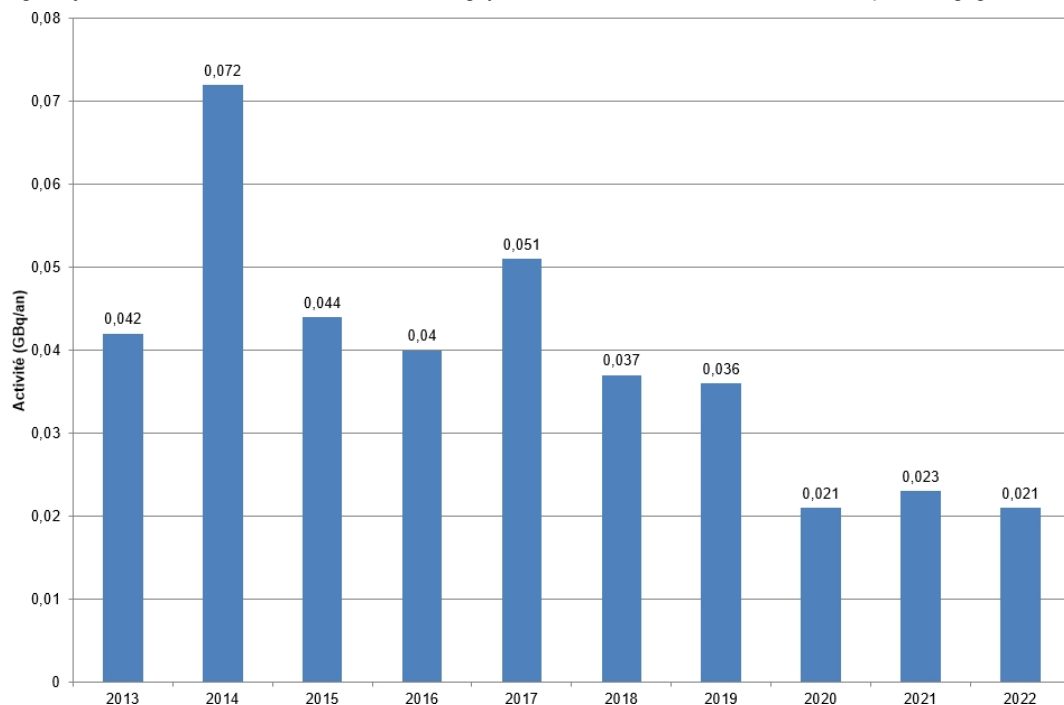


Abbildung 5: In die Atmosphäre abgegebene Jodaktivität im Zeitraum 2013–2022

Die in die Atmosphäre freigesetzte Jodaktivität ist im Zeitraum 2013–2022 relativ stabil.

Im Jahr 2014 wurde ein leichter Anstieg beobachtet, der auf einen Defekt an der Ummantelung einer Brennelementkassette zurückzuführen ist, der während der Abschaltung des Reaktors Nr. 5 im Juni 2014 festgestellt wurde. Das gleiche Phänomen trat auch beim Reaktor Nr. 3 auf, wobei der Defekt an der Ummantelung bei der Abschaltung des Blocks Anfang 2015 bestätigt wurde.

Abbildung 6 zeigt die jährliche Jodaktivität, die vom Kernkraftwerk Bugey im Zeitraum 2013–2022 in flüssigen Abwässern freigesetzt wurde.

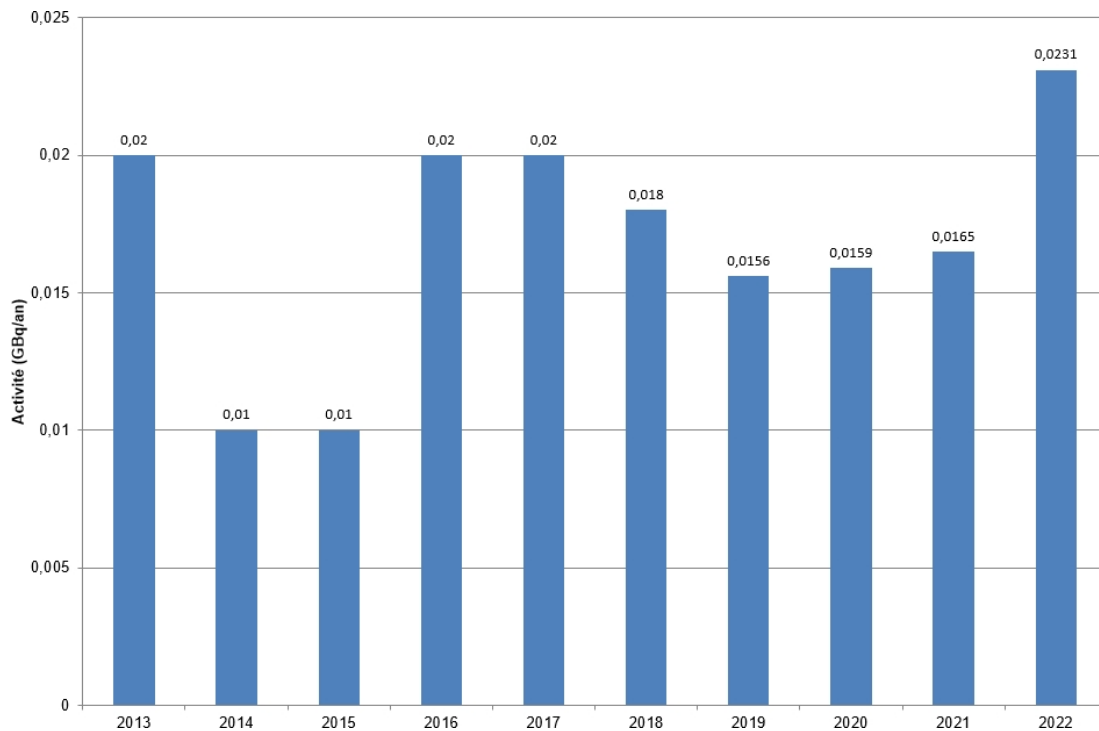


Abbildung 6: In flüssigen Abwässern freigesetzte Jodaktivität im Zeitraum 2013–2022

Wie bei den Emissionen in die Atmosphäre sind auch die jährlichen Jodaktivitäten, die über Flüssigkeiten freigesetzt werden, im Zeitraum 2013 bis 2022 relativ stabil, abgesehen von einem Anstieg im Jahr 2022, der sich durch eine im Vergleich zu anderen Jahren höhere Frequenz der Abwasserableitungen in diesem Jahr erklären lässt. Tatsächlich sind die Jodmengen in den Ableitungen gering und liegen oft unter den Nachweisgrenzen der Analysegeräte. Da für jede Ableitung das nachweisbare Minimum berücksichtigt wird, führt eine Zunahme der Ableitungshäufigkeit zu einer höheren „fiktiven“ Gesamtableitungsmenge über das Jahr.

Andere Spalt- oder Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gamma-Strahlen aussenden (andere PF/PA)

Neben den bereits oben genannten Radionukliden lassen sich die im Prozess vorhandenen radioaktiven Stoffe in zwei Kategorien einteilen:

- Spaltprodukte (PF), die beim Spalten von Uran- oder Plutoniumatomen im Brennstoff entstehen. Diese Spaltprodukte sind Radionuklide wie Cäsium 134 und 137, die fast vollständig im Brennstoff eingeschlossen bleiben. Eine geringe Menge kann jedoch bei einer Mikroundichtigkeit der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und dann in den Abwässern aufgefunden werden.
- Aktivierungsprodukte (AP), die außerhalb des Brennstoffs durch die Einwirkung von Spaltneutronen auf die Komponenten im Strahlungsfeld (Behälter, Rohrleitungen, Steuerstäbe) sowie auf die im Wasser des Primärkreislaufs enthaltenen chemischen Elemente wie Bor, Lithium und Korrosionsprodukte, die von den mit der Primärflüssigkeit in Kontakt stehenden Oberflächen freigesetzt werden, entstehen. Zu den Aktivierungsprodukten gehören insbesondere Kobalt 58 und 60, Mangan 54, Antimon 124 und Silber 110 m.

Die anderen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gamma-Strahler außer Tritium, Kohlenstoff 14, Jod und Edelgase) in Form von Aerosolen in den Abgasen sind werden durch radioaktiven Zerfall in den Lagerbehältern behandelt und/oder durch Durchlaufen von Jodfallen (Aktivkohle) und hocheffizienten Filtern zurückgehalten.

In den flüssigen Abwässern werden die anderen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gamma-Strahler außer Tritium, Kohlenstoff 14, Jod und Edelgase) größtenteils durch die Aufbereitungssysteme (Filter oder Harze) des kontinuierlichen Wasseraufbereitungskreislaufs des Primärkreislaufs (RCV-Kreislauf) und die Abwasseraufbereitungssysteme (TEP- und TEU-Kreisläufe). Im gesamten Park hat sich die Aktivität dieser Radionuklide, die von einem in Betrieb befindlichen Reaktor freigesetzt werden, seit 1985 um den Faktor 100 verringert.

Verbesserungen bei den Sammel- und Aufbereitungssystemen sowie die Bemühungen des Betreibers, die Abwasserproduktion an der Quelle zu reduzieren, erklären dieses Ergebnis. Das Niveau der Ableitungen bei PF und PA wird als asymptotisch angesehen.

Die jährliche Aktivität anderer Spalt- oder Aktivierungsprodukte, Beta- oder Gamma-Strahler („andere PF/PA“), die vom Kernkraftwerk Bugey im Zeitraum 2013–2022 in die Atmosphäre abgegeben werden, bleibt mit einem Wert von 0,003 GBq/Jahr stabil.

Abbildung 7 zeigt die jährliche Aktivität anderer Spalt- oder Aktivierungsprodukte, Beta- oder Gamma-Strahler („andere SP/AP“), die vom Kernkraftwerk Bugey im Zeitraum 2013–2022 in flüssigen Abwässern freigesetzt wurden.

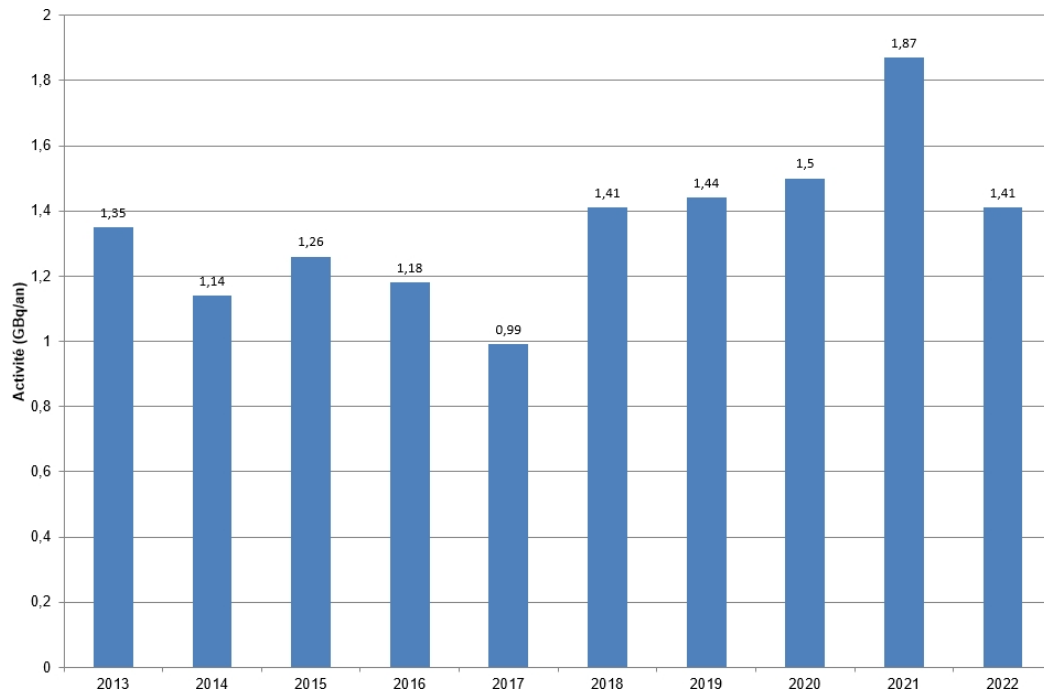


Abbildung 7: Aktivität anderer PF/PA, die im Zeitraum 2013–2022 in flüssigen Abwässern freigesetzt wurden

Die jährliche Aktivität in anderen PF/PA, die über Flüssigkeiten abgeleitet wird, variiert je nach dem jeweiligen Jahresprogramm, das je nach den während der Reaktorstillstände durchgeführten Arbeiten zu einer mehr oder weniger großen Abwasserproduktion führt. Der leichte Anstieg im Jahr 2021 ist auf die Durchführung von zwei zehnjährigen Inspektionen der Blöcke 4 und 5 und damit auf ein höheres Abwasseraufkommen zurückzuführen.

Maßnahmen zur Verbesserung der Durchflussmessung der Schornsteine der Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN)

Im Rahmen der Verbesserung der Durchflussmessung am Kamin der Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN) wurden die Durchflusssensoren aller BAN des Kernkraftwerks Bugey ausgetauscht (Änderung mit der Referenznummer PNPE0303).

1.2.4.2.2 Bilanz der chemischen Abwässer

Der Betrieb eines Kernkraftwerks erfordert den Einsatz von Chemikalien, die zu Ableitungen von Abwässern in die Umwelt in flüssiger oder gasförmiger Form führen. Weitere Stoffe, die durch den Verschleiß von Kreisläufen und Anlagen entstehen, werden ebenfalls abgeleitet. Die wichtigsten repräsentativen Parameter für die Ableitung chemischer Abwässer aus dem Kernkraftwerk Bugey stammen aus dem flüssigen Bereich.

Die Stoffe, deren Freisetzung in die Umwelt ein Problem darstellt, sind:

- Borsäure, Hydrazin, Morphinol und Gesamtstickstoff aus der Aufbereitung der Primär- und Sekundärkreisläufe;
- Phosphate aus der Aufbereitung bestimmter nuklearer und konventioneller Hilfskreisläufe, hauptsächlich für Zwischenkühlkreisläufe und überhitztes Wasser;
- Polyacrylate und Natrium aus der Behandlung zur Verhinderung von Kalkablagerungen in den Kühlkreisläufen;
- AOX (organische Halogenverbindungen, die durch Reaktion zwischen einem halogenhaltigen oxidierenden Biozid und organischem Material entstehen), CRT (Gesamtchlor), Natrium, Chloride, Ammonium, Nitrite und Nitrate, die aus der Biozidbehandlung der Kühlkreisläufe stammen.

In den folgenden Abschnitten werden die Bilanz dieser wichtigsten Parameter über einen Zeitraum von 10 Jahren sowie die vom Betreiber durchgeführten oder eingeleiteten Optimierungen vorgestellt.

Emissionen von Borsäure

In Lösung im Wasser des Primärkreislaufs beteiligt sich Borsäure (H_3BO_3) zusammen mit den Steuerstäben an der Steuerung der Kernreaktion. Nur Bor 10, ein Isotop, das zu etwa 20 % im natürlichen Bor vorkommt, absorbiert Neutronen und bildet dabei Tritium (radioaktiv) oder Lithium 7 (stabil). Die Borkonzentration im Wasser des Primärkreislaufs variiert während des Betriebszyklus des Reaktors. Der Borgehalt zu Beginn des Zyklus wird anhand von Neutronenparametern und der gewünschten Zyklusdauer bestimmt. Seine Konzentration nimmt im Laufe des Zyklus allmählich ab. Dazu wird es aus dem Primärkreislauf abgeleitet und gelangt in die radioaktiven Abwässer. Im Primärkreislauf verändert sich die Konzentration von 2 000 ppm (Bor-Konzentration bei Divergenz) zu Beginn des Zyklus auf einen Wert von fast Null am Ende des Zyklus (Konzentration von etwa 10 ppm ab dem Übergang in die Reaktorzyklusverlängerung).

Die radioaktiven, borhaltigen Abwässer aus dem Primärkreislauf können nach Durchlaufen des Primärwasseraufbereitungssystems (TEP) als Zusatzwasser für den Primärkreislauf wiederverwendet werden. Dieses in der Auslegung vorgesehene Recycling ermöglicht es, die Mengen an abgeleiteter Borsäure zu begrenzen.

Die nicht im Primärkreislauf recycelte Borsäure (Entkonzentrierung) sowie die radioaktiven borhaltigen Abwässer, die hauptsächlich bei Probenahmen, Wartungsarbeiten (Entleerung) und Brennstoffentleerungen oder bei Leckagen anfallen, werden dem System zur Behandlung radioaktiver Abwässer (TEU) zugeführt. Nach der Verdampfung liegt die Borsäure entweder als fester Abfall (Konzentrat) oder als flüssiges Abwasser in den Lager- und Kontrollbehältern vor, bevor sie abgeleitet wird.

Abbildung 8 zeigt die jährlichen Borabwasserableitungen des Kernkraftwerks Bugey im Zeitraum 2013–2022.

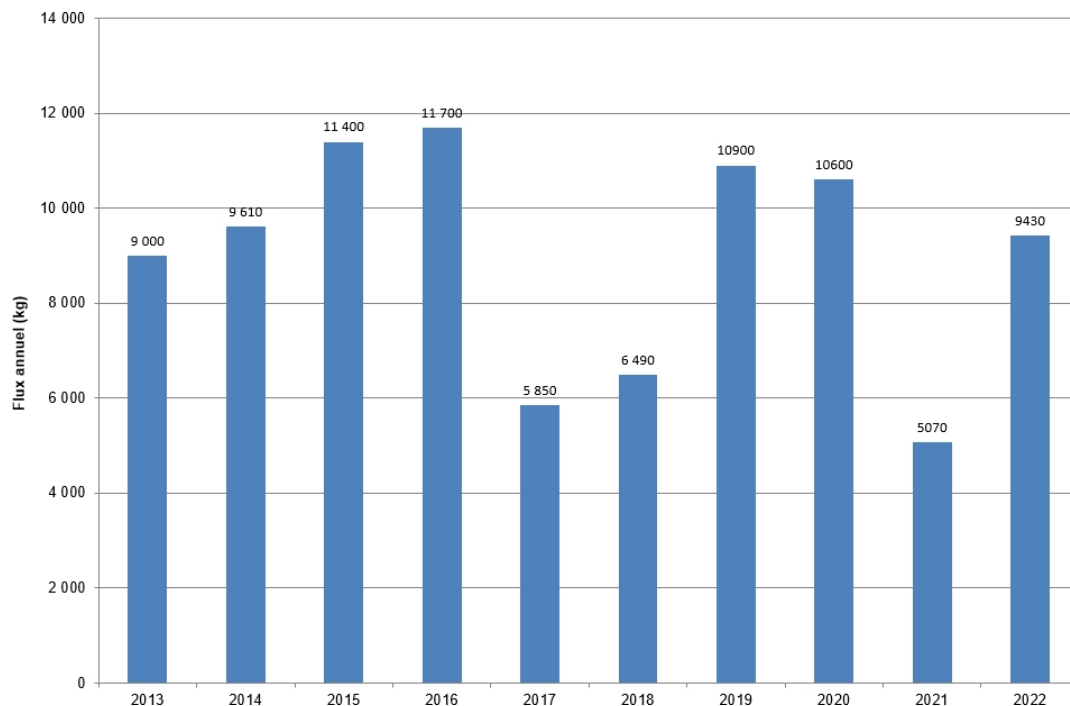


Abbildung 8: Jährliche Einleitungen von Borsäure im Zeitraum 2013–2022

Die jährlichen Borabwasserableitungen des Kernkraftwerks BUGEY sind relativ variabel, wobei vier Anstiege in den Jahren 2015, 2016, 2019 und 2020 zu verzeichnen waren. Die hohen Ableitungen in diesen vier Jahren sind auf umfangreiche Entsilizierungsmaßnahmen¹⁸ zurückzuführen, die durchgeführt wurden, um die chemischen Spezifikationen für Siliziumdioxid wieder einzuhalten. Dies war in geringerem Maße auch in den Jahren 2013 und 2014 der Fall. Aufgrund besonderer betrieblicher Einschränkungen konnten diese Entsilizierungsmaßnahmen in den Jahren 2017 und 2018 nicht durchgeführt werden, was die geringeren Bor-Emissionen erklärt.

Hydrazin-Emissionen

Hydrazin (N_2H_4) wird hauptsächlich im Sekundärkreislauf verwendet, um gelösten Restsauerstoff zu reduzieren, ein reduzierendes Milieu aufrechtzuerhalten und so die Korrosion der im Kreislauf vorhandenen Materialien zu minimieren. Hydrazin wird in Form von Hydrazinhydrat ($N_2H_4 \cdot H_2O$) eingespritzt und zersetzt sich bei Hitze zu Ammoniak, das zur Aufrechterhaltung des pH-Werts beiträgt. Vor der Ableitung werden die Abwässer aus dem Sekundärkreislauf durch die Auffangbehälter für das Abwasser aus dem Maschinenraum (Ex-Behälter) geleitet.

Hydrazinhydrat wird in sehr begrenztem Umfang auch im Primärkreislauf verwendet, um die „chemische Stufe“ zwischen 60 °C und 120 °C durchzuführen (Entfernung von Sauerstoff aus dem Primärkreislauf in der Wiederanlaufphase). Überschüssiges Hydrazinhydrat wird beim Temperaturanstieg thermisch zu Ammoniak zersetzt („thermisches Cracken“).

Hydrazinhydrat wird schließlich für die Nasskonditionierung der Dampferzeuger bei Reaktorstillstand verwendet. Im Rahmen dieser Verwendung werden eventuelle flüssige Ableitungen hauptsächlich in die T-Behälter geleitet, die für die Aufnahme der flüssigen Ableitungen aus dem Kernbereich vorgesehen sind.

In den T- und Ex-Behältern wird Hydrazin durch Oxidation in Distickstoff (N_2) und Wasser umgewandelt. Diese Oxidation wird durch das Umwälzen des Abwassers und bei entsprechend ausgestatteten Behältern durch Luftsprudeln begünstigt.

¹⁸ Entfernung von Siliziumdioxid aus dem Wasser.

Im Kernkraftwerk Bugey erfolgt der Abbau von Hydrazin:

- in den T-Behältern durch Umwälzen, Belüften und seit 2009 durch Einspritzen von Kupfersulfat (CuSO_4);
- in den T- und Ex-Behältern durch Umwälzen des Abwassers und gegebenenfalls durch Zugabe von Kupfersulfat.

Abbildung 9 zeigt die jährlichen Hydrazin-Emissionen aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Bugey im Zeitraum 2013–2022.

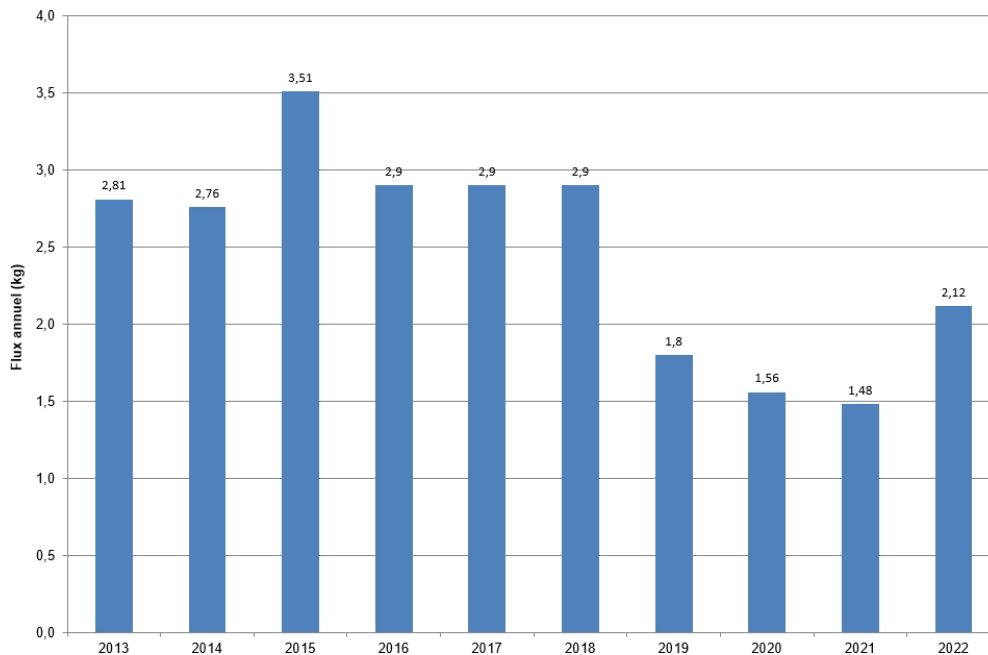


Abbildung 9: Jährliche Hydrazin-Emissionen im Zeitraum 2013–2022

Die jährlichen Hydrazin-Emissionen sind seit der Einführung der Kupfersulfat-Injektion als Katalysator für die Hydrazin-Zerstörung im Kernkraftwerk Bugey im Jahr 2009 relativ stabil.

Der leichte Anstieg im Jahr 2015 ist auf die Entleerung von Teilen des Kreislaufs zurückzuführen, die im Rahmen der Suche nach Rohwassereintritten in den Sekundärkreislauf durchgeführt wurde.

Ergriffene Maßnahmen

Es wird eine technische Überwachung durchgeführt, um einen möglichen Ersatzstoff für Hydrazin zu finden. Diese Überwachungsarbeiten zeigen derzeit, dass es keine andere Substanz mit denselben chemischen Eigenschaften gibt, die eine Konditionierung der Kreisläufe in allen auftretenden Betriebszuständen des Reaktors ermöglicht.

Darüber hinaus wurden Optimierungen am Hydrazinhydrat-Einspritzsystem (SIR) in allen Kernkraftwerken des Parks vorgenommen. So wurde das Dichtungssystem der Einspritzpumpen durch ein effizienteres Dichtungssystem ersetzt, das Leckagen an den Stopfbuchsen begrenzt. Diese Änderung wurde zwischen 2011 und 2013 an den vier Reaktoren des Kernkraftwerks Bugey vorgenommen.

Morpholin-Einträge

Morpholin (C_4H_9NO) ist ein flüchtiges Amin, das zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs verwendet wird, um einen optimalen pH-Wert hinsichtlich der Korrosion im gesamten Kreislauf aufrechtzuerhalten. Seine Wirkung auf den pH-Wert wird durch Ammoniak ergänzt, das aus der thermischen Zersetzung von Hydrazin entsteht. Die Konditionierung des Sekundärkreislaufs unterliegt chemischen Spezifikationen. Diese werden unter Berücksichtigung insbesondere der Art der vor Korrosion zu schützenden Materialien, aber auch der Umweltbedingungen festgelegt. Morpholin wird auch für die Nasskonditionierung von Dampferzeugern verwendet.

Die Ableitung von Morpholin erfolgt überwiegend über die Ex-Behälter (Abwässer aus dem Maschinenraum) oder sogar über die T-Behälter (Abwässer aus nicht recycelten Spülungen der Dampferzeuger oder aus Entleerungen nach der Konditionierung im Stillstand).

Abbildung 10 zeigt die jährlichen Morpholin-Einleitungen aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Bugey im Zeitraum 2013–2022.

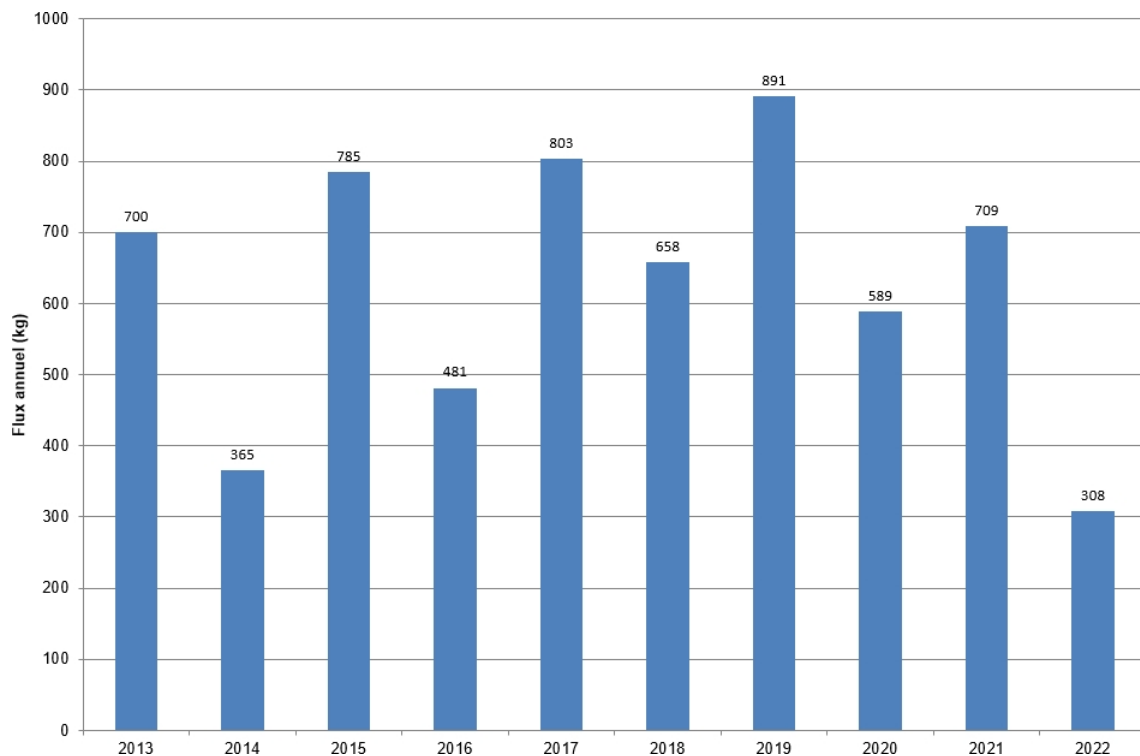


Abbildung 10: Jährliche Morpholin-Einträge im Zeitraum 2013–2022

Ergriffene Maßnahmen

Im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ist unter den drei im Park am häufigsten verwendeten Substanzen (Ammoniak, Morpholin, Ethanolamin) zur Aufrechterhaltung eines optimalen pH-Werts im Sekundärkreislauf derzeit die Konditionierung mit Ethanolamin (C_2H_7NO) das Ziel, da es den besten Kompromiss zwischen Materialschutz und Emissionen bietet. Ethanolamin hat somit gegenüber Morpholin folgende Vorteile:

- Dank seiner höheren Basizität sind die Mengen an Ethanolamin, die zur Aufrechterhaltung des angegebenen pH-Werts erforderlich sind, geringer als die Mengen an Morpholin, die zur Aufrechterhaltung desselben pH-Werts erforderlich sind. Die Konditionierung mit Ethanolamin verursacht daher weniger Abfälle.
- Dank seiner geringen Flüchtigkeit bietet Ethanolamin bei gleichem pH-Wert einen besseren Schutz als Morpholin gegen Korrosion und Erosion von unlegierten oder niedriglegierten Stählen in den flüssigen Teilen der Zweiphasenbereiche und trägt so zu einer längeren Lebensdauer der Rohrleitungen und Druckgeräte der Wasserstation bei.
- Ethanolamin ist thermisch stabiler als Morpholin und erzeugt weniger Zersetzungsprodukte im Sekundärkreislauf.
- Ethanolamin ist biologisch besser abbaubar als Morpholin.

Die schrittweise Einführung der Ethanolamin-Konditionierung ist im gesamten Park im Gange. Im Kernkraftwerk BUGEY wurde die Umstellung auf Ethanolamin im Jahr 2022 nach den zehnjährigen Inspektionen jedes Reaktors durchgeführt. Die REX-Erfahrungen reichen nicht aus, um verwertbar zu sein.

Gesamtstickstoffemissionen

Der Stickstoff, der überwiegend in Form von Ammoniak vorliegt, entsteht durch thermischen Abbau von Hydrazinhydrat und wird zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs verwendet, um dessen Korrosion zu verringern. Bei Reaktorabschaltungen kann Ammoniak zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger verwendet werden.

Abbildung 11 zeigt die jährlichen Ammoniumemissionen aus den Behältern T, S und Ex des Kernkraftwerks Bugey im Zeitraum 2013–2022 und die Gesamtstickstoffemissionen im Zeitraum 2015–2022. Der durchschnittliche jährliche Gesamtstickstofffluss seit 2015 beträgt 3.106 kg. Seit September 2014 werden aufgrund der Entscheidung Nr. 2014-DC-0443 nicht mehr dieselben Stoffe erfasst. Vor September 2014 wurde nämlich nur Stickstoff in Form von Ammoniak erfasst. Seit 2015 entspricht die erfasste jährliche Freisetzung jedoch dem Gesamtstickstoff (Ammoniak, Nitrite und Nitrate).

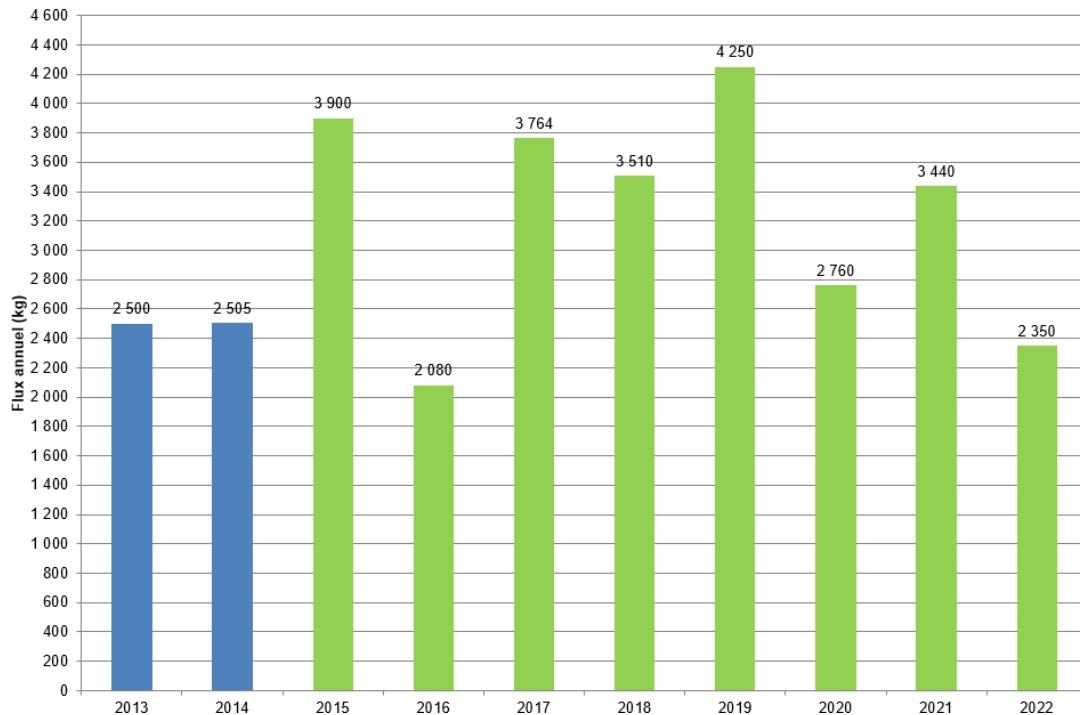


Abbildung 11: Jährliche Gesamtstickstoffemissionen im Zeitraum 2013–2022

Die jährlichen Gesamtstickstoffemissionen des Kernkraftwerks Bugey steigen ab 2015 an, was hauptsächlich auf die Anpassung der Aufbereitung zur Erhöhung des pH-Werts der Kreisläufe zurückzuführen ist. Im Jahr 2016 erklärt die längere Abschaltung des Reaktors Nr. 5 die geringen Stickstoffemissionen, die in diesem Jahr beobachtet wurden.

Phosphatausscheidung

Trinatriumphosphat (Na_3PO_4) wird für die Aufbereitung der Zwischenkühlkreisläufe des Kernkraftwerks (RRI- und DEG-Kreisläufe) und der Kreisläufe des Nicht-Kernkraftwerks verwendet, darunter die Zwischenkühlung (SRI-Kreislauf) und die Verteilung von überhitztem Wasser. Phosphathaltige Abwässer entstehen bei den notwendigen Nachfüllungen/Ableitungen oder Entleerungen dieser Kreisläufe, um die chemischen und radiochemischen Spezifikationen einzuhalten.

Abbildung 12 zeigt die jährlichen Phosphatausträge aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Bugey im Zeitraum 2013–2022.

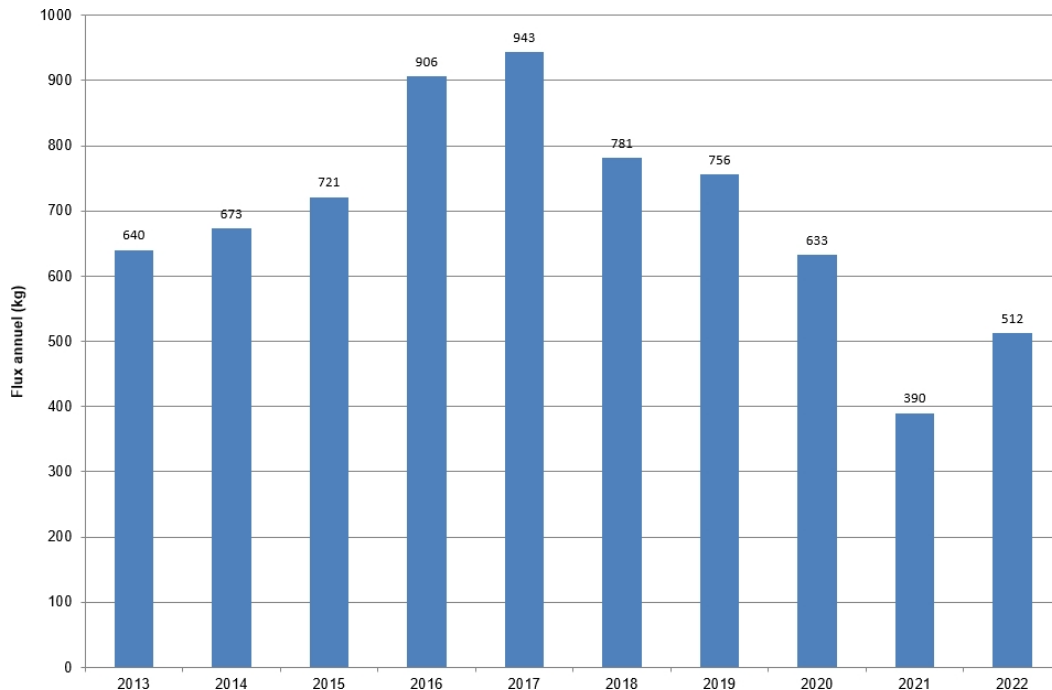


Abbildung 12: Jährliche Phosphatausträge im Zeitraum 2013–2022

Die Phosphatableitungen des Kernkraftwerks Bugey schwanken im Zeitraum 2013–2022. Der Anstieg in den Jahren 2016 und 2017 ist insbesondere auf häufigere Spülungen des Zwischenkühlkreislaufrs der nuklearen Hilfsanlagen des Primärkreislaufrs zurückzuführen, als im Rahmen der Entflechtung dieses phosphatierten Kreislaufrs vorgesehen.

Emissionen von Polyacrylaten und Natrium aus der Kalkbekämpfung in den Kühlkreisläufen

Die Kühlung der Reaktoren Nr. 4 und 5 des Kernkraftwerks Bugey erfolgt über Kühltürme. Um Kalkablagerungen und Verschmutzungen im Kühlkreislaufr (CRF) zu begrenzen, wird das ganze Jahr über ein organisches Antikalkmittel (ATO/Polyacrylate) eingespritzt, um Kalkablagerungen und Verschmutzungen der Kreisläufe zu verhindern. Dieser Kalkschutz wirkt auf den Kalkbildungsprozess ein, indem er das Wachstum der Kristalle verlangsamt, und begrenzt durch seine filmbildende und dispergierende Wirkung auch die Anhaftung von Kalk und Schwebstoffen an den Wänden der Hauptkomponenten der Kreisläufe.

Dieses System wurde im Dezember 2015 getestet und ab März 2016 im Reaktor Nr. 4 sowie ab Oktober 2017 im Reaktor Nr. 5 in Betrieb genommen. Ab 2018 sind die Ergebnisse repräsentativ für die kontinuierliche Anwendung der Kalkschutzbehandlung in beiden Reaktoren.

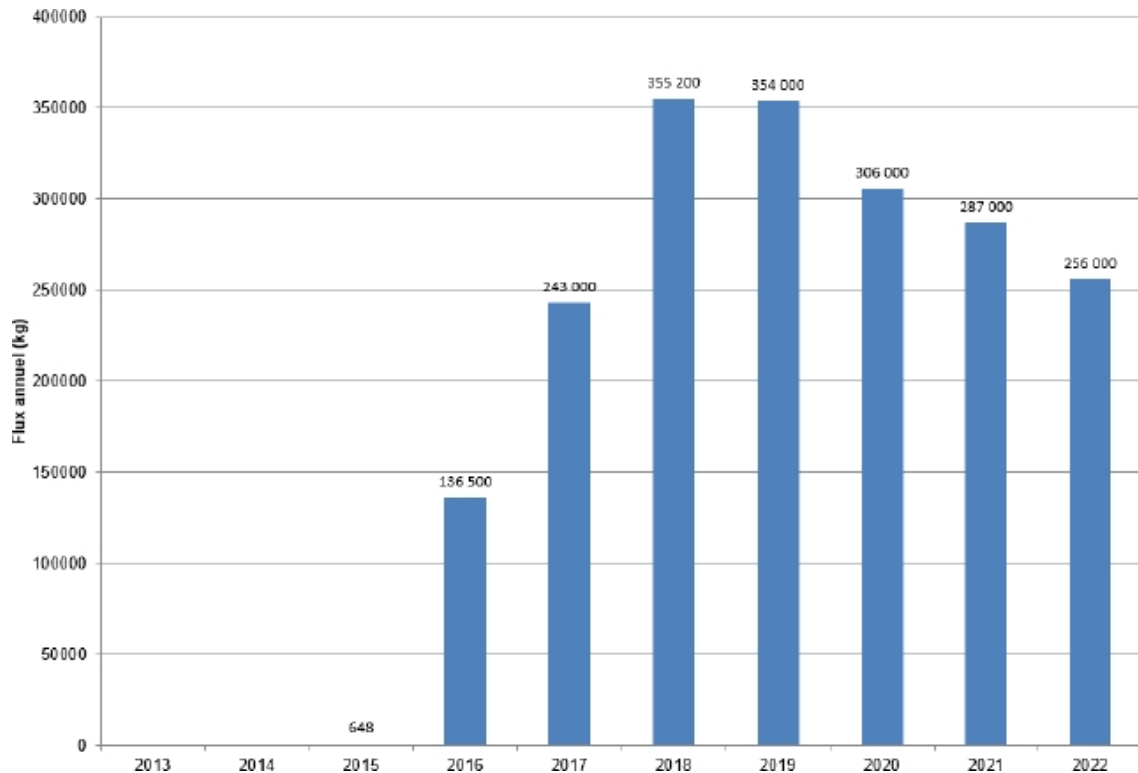


Abbildung 13: Jährliche Polyacrylat-Emissionen aus der Kalkschutzbehandlung im Zeitraum 2013–2022

In den Jahren 2020 bis 2022 fallen die Ableitungen geringer aus, da die Reaktoren Nr. 4 und Nr. 5 für ihre zehnjährigen Inspektionen zweimal für längere Zeit abgeschaltet werden.

Emissionen aus der Biozidbehandlung mit Monochloramin

Die Erwärmung des Wassers in den halboffenen Kühlkreisläufen der Kondensatoren kann zur Bildung von Legionellen und Amöben führen, Mikroorganismen, die für die Bevölkerung potenziell pathogen sind. In Übereinstimmung mit den Anforderungen der Entscheidung Nr. 2016-DC-0578 der französischen Behörde für nukleare Sicherheit vom 6. Dezember 2016, bekannt als „Amöben-Legionellen-Entscheidung“, führt das Kernkraftwerk Bugey eine biozide Behandlung des Kühlwassers durch, um die Bevölkerung vor jeglichen Gesundheitsrisiken zu schützen.

Diese Biozidbehandlung erfolgt durch die Einspritzung von Monochloramin (NH_2Cl) in die Kühlkreisläufe über eine Monochloraminierungsanlage. Die Biozidbehandlung und die dabei anfallenden Abfälle hängen hauptsächlich von der Temperatur und der Qualität des Wassers ab, das die Entwicklung pathogener Mikroorganismen in den Kühlkreisläufen begünstigt.

Bei Bedarf können auch punktuell massive Chlorungen mit kontrolliertem pH-Wert durchgeführt werden, bei denen Bleichmittel und Schwefelsäure (zur Begrenzung der Kalkablagerungen) in das Kühlwasser injiziert werden.

Das Kernkraftwerk Bugey hat im Zeitraum 2013–2022 keine massive Chlorung seiner Kreisläufe durchgeführt.

Die chemischen Emissionen, die bei der Behandlung mit Monochloramin entstehen, sind folgende:

- Natrium: aus Bleichmittel;
- Chloride und Ammonium: Produkte, die bei der Reaktion von Monochloramin mit dem Wasser im Kreislauf entstehen;
- Nitrate und Nitrite: Produkte der Ammoniumoxidation im Kreislauf;
- AOX: Verbindungen, die bei der Reaktion von Chlor aus Monochloramin mit den im Wasser vorhandenen organischen Stoffen entstehen;
- Monochloramin (in Form von CRT), ein Reststoff.

Abbildung 14 und Abbildung 15 zeigen die jährlichen Natrium- und Chlorid-Einträge im Zeitraum 2013–2022.

Die Anzahl der Stunden, in denen im Laufe des Jahres Biozide eingesetzt wurden, ist in den folgenden Abbildungen durch die rote Kurve dargestellt, während die jährlichen Mengen durch die blauen Balken im Histogramm dargestellt sind.

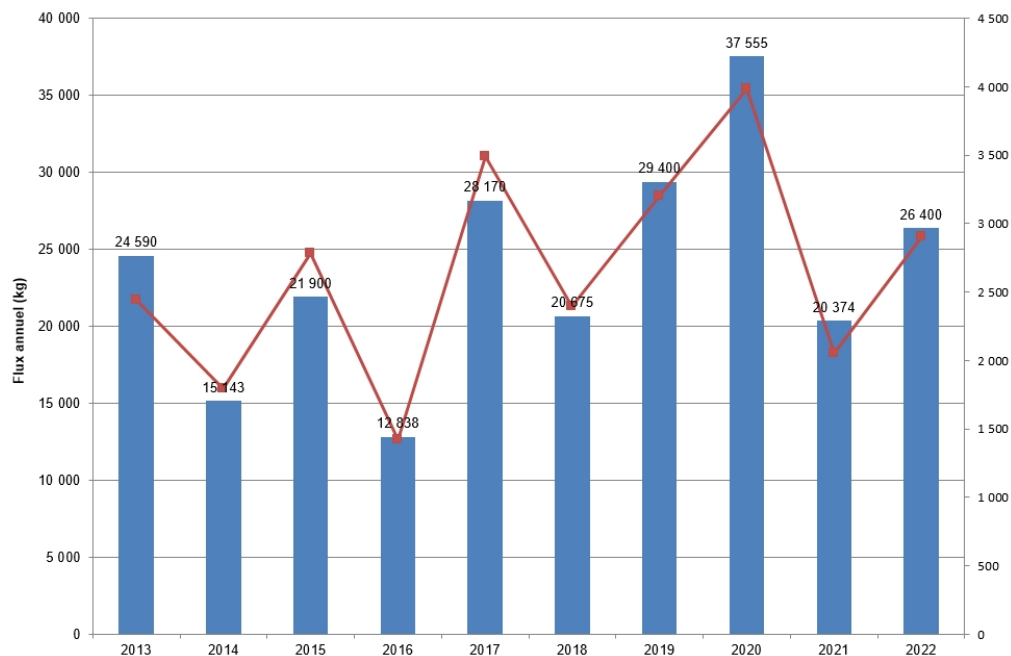


Abbildung 14: Jährliche Natriumemissionen aus der Biozidbehandlung mit Monochloramin im Zeitraum 2013–2022

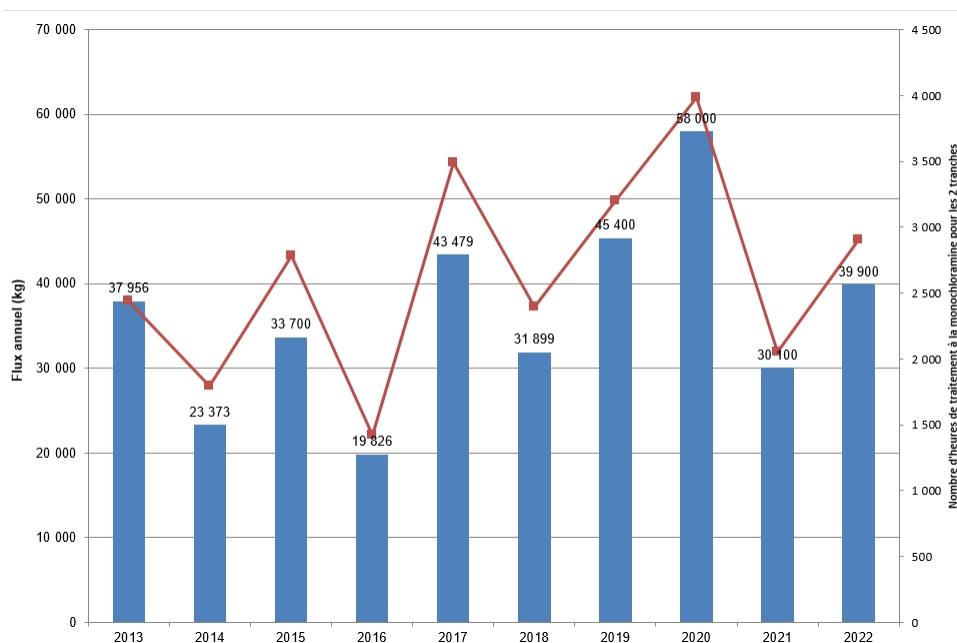


Abbildung 15: Jährliche Chlorid-Emissionen aus der Biozidbehandlung mit Monochloramin im Zeitraum 2013–2022

Im Untersuchungszeitraum ist allgemein zu beobachten, dass die jährliche Anzahl der Stunden für die Biozidbehandlung recht unterschiedlich ist, was hauptsächlich auf die Planung der Abschaltungen der Reaktoren Nr. 4 und 5 zurückzuführen ist, während derer die Biozidbehandlung am abgeschalteten Block ausgesetzt wird.

Diese kumulierte Dauer ist 2016 besonders gering, da in diesem Jahr die Produktionseinheit Nr. 5 nicht in Betrieb war und der Reaktor Nr. 4 am Ende der Aufbereitungskampagne eine VP hatte. Ebenso war 2014 die Anlage Nr. 5 von Mitte Juni bis Mitte September außer Betrieb, ebenso wie 2021, als es nacheinander zu VD der Reaktoren Nr. 4 und Nr. 5 kam.

Abbildung 16, Abbildung 17 und Abbildung 18 zeigen die jährlichen Einleitungen von Ammonium, Nitraten und Nitriten im Zeitraum 2013–2022.

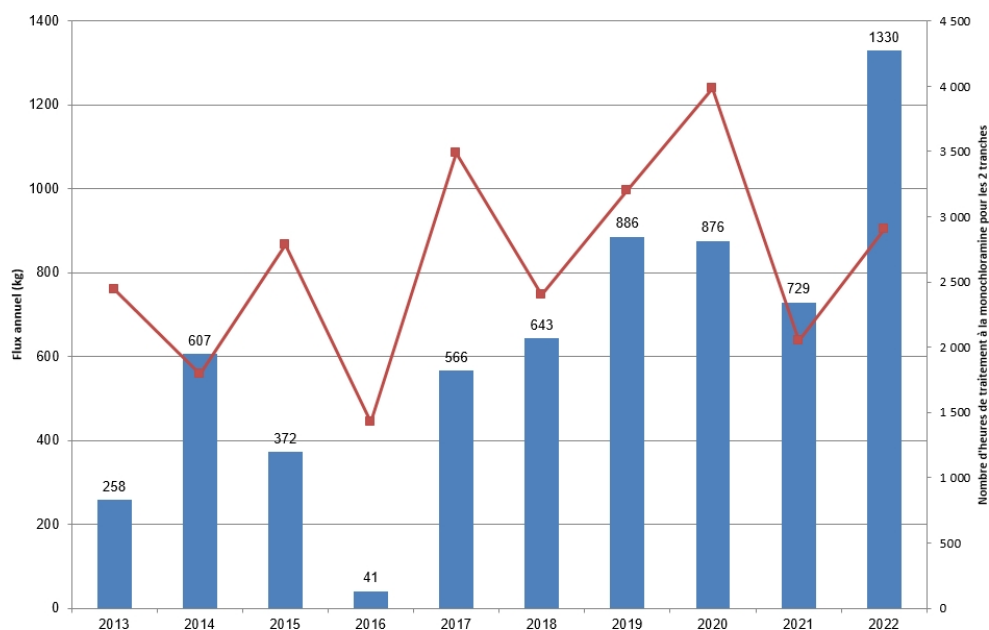


Abbildung 16: Jährliche Ammoniumemissionen aus der Biozidbehandlung mit Monochloramin im Zeitraum 2013–2022

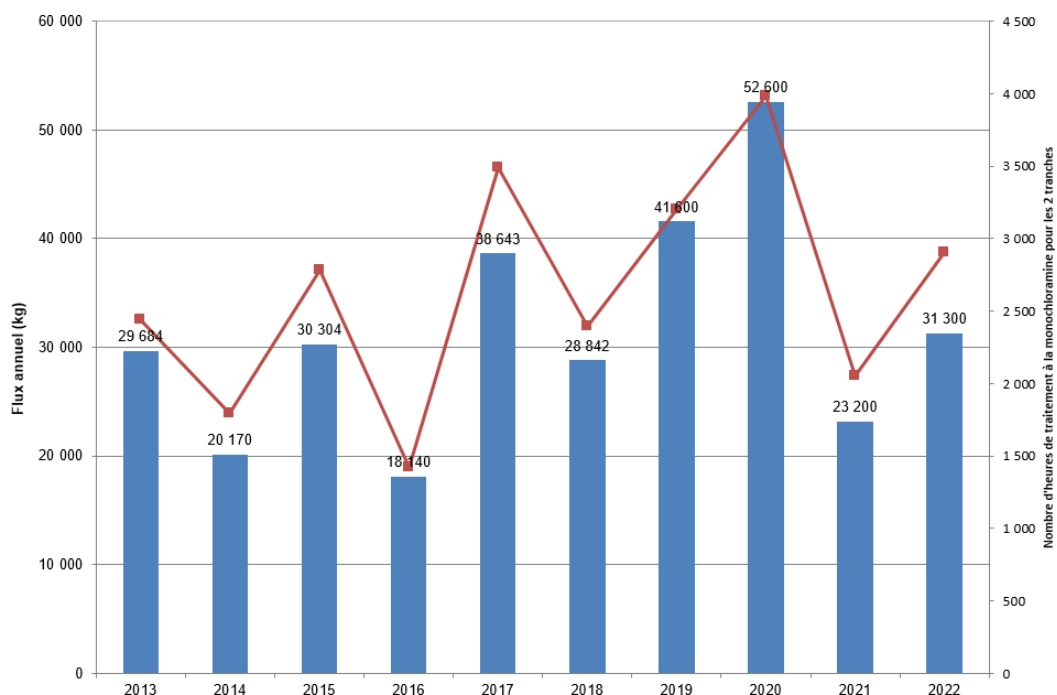


Abbildung 17: Jährliche Nitratausscheidungen aus der Biozidbehandlung mit Monochloramin im Zeitraum 2013–2022

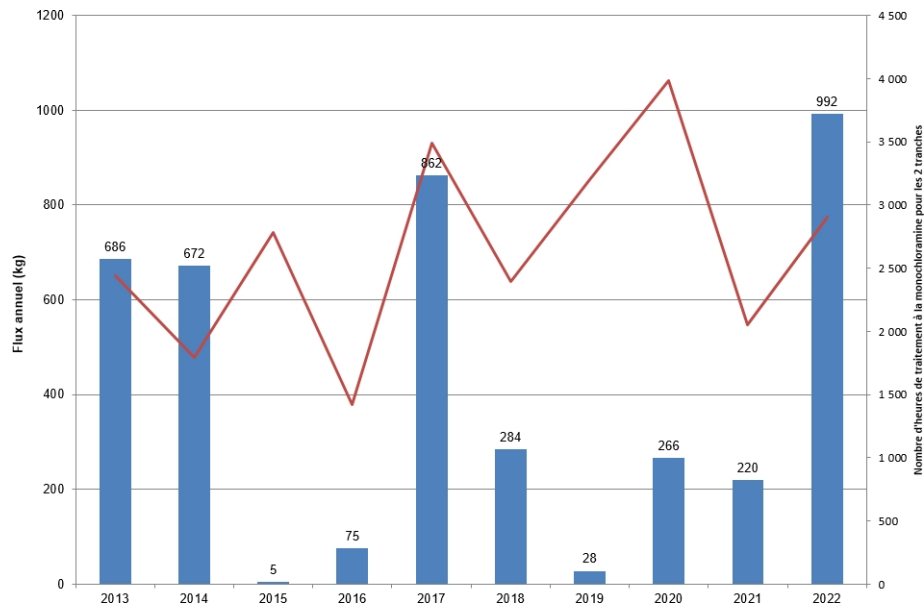


Abbildung 18: Jährliche Nitritemissionen aus der Biozidbehandlung mit Monochloramin im Zeitraum 2013–2022

Die Entwicklung der jährlichen Einleitungen von Stickstoffverbindungen (Ammonium, Nitrate, Nitrite) kann mit der Anzahl der Stunden korreliert werden, in denen die Biozidbehandlung mit Monochloramin in den Reaktoren Nr. 4 und Nr. 5 durchgeführt wurde.

Der Anstieg der Ammoniumemissionen im Jahr 2022 ist auf eine erhebliche Emission zu Beginn der Behandlung zurückzuführen, ein Phänomen, das beobachtet werden kann, wenn das Ökosystem des Kreislaufs und der Stickstoffkreislauf noch nicht vollständig stabilisiert sind.

Der Anstieg der Nitritemissionen in den Jahren 2017 und 2022 ist auf die Wiederinbetriebnahme des Reaktors Nr. 5 nach längeren Stillständen zurückzuführen (jeweils knapp zwei Jahre wegen des Problems mit dem Reaktorbehälter und der zehnjährigen Inspektion). Nitrite werden durch denitrifizierende Bakterien zu Nitraten abgebaut. Diese Bakterien kommen natürlicherweise im Fluss und in den Kreisläufen vor. Die Renovierungsarbeiten an der Packung und die Reinigung der CRF-Kreisläufe während dieser Stillstände sowie deren Dauer trugen dazu bei, das Vorkommen dieser Bakterien zu verringern, wodurch der Denitrifikationseffekt begrenzt wurde.

Abbildung 19 und Abbildung 20 zeigen die jährlichen AOX- und CRT-Emissionen im Zeitraum 2013–2022.

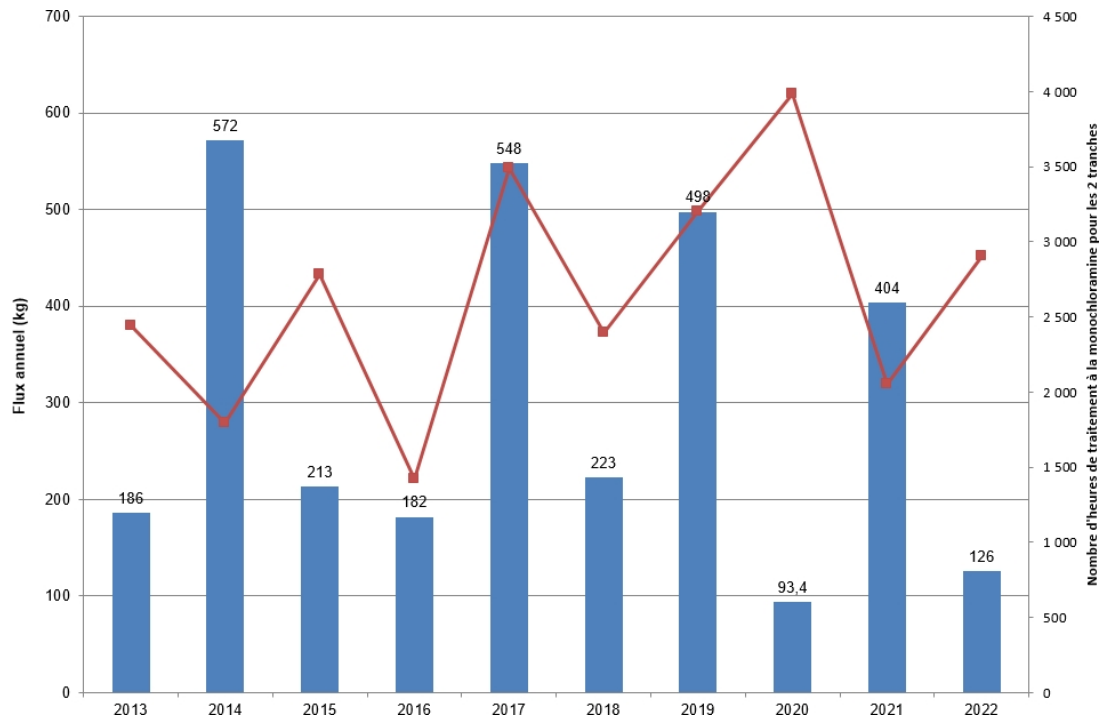


Abbildung 19: Jährliche AOX-Emissionen aus der Biozidbehandlung im Zeitraum 2013–2022

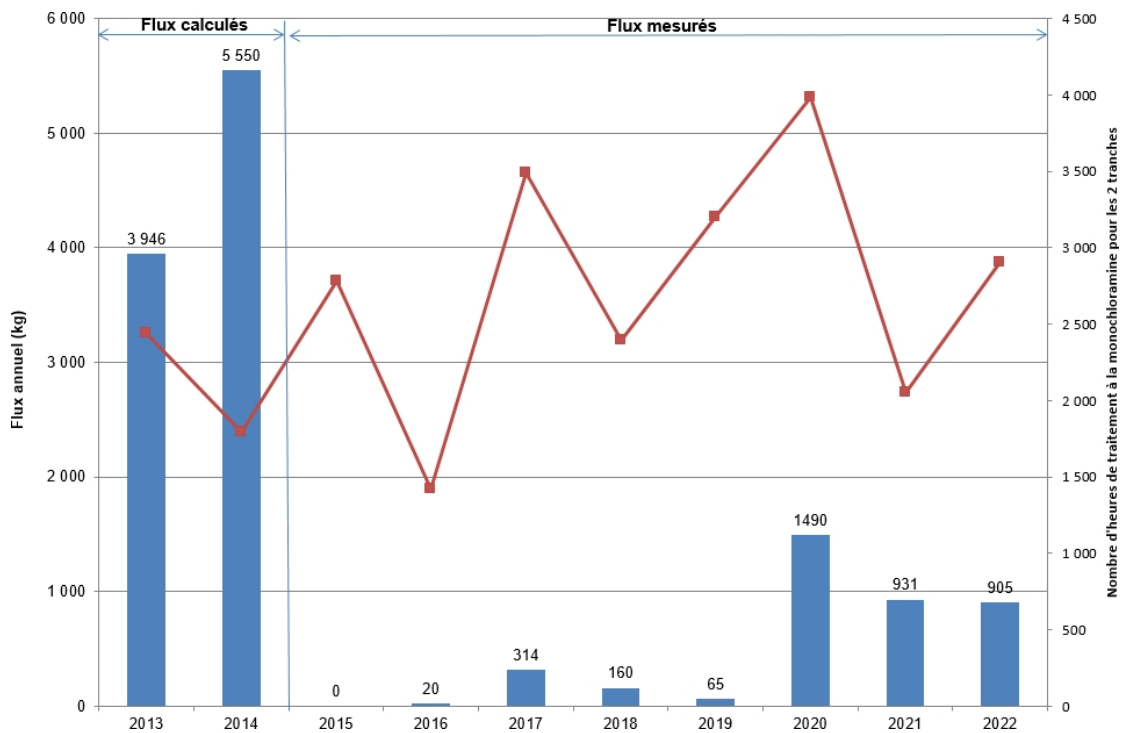


Abbildung 20: Jährliche CRT-Emissionen aus Biozidbehandlungen im Zeitraum 2013–2022

Die Entwicklung der AOX- und CRT-Einträge steht in keinem Zusammenhang mit der Anzahl der Stunden, in denen die Biozidbehandlung mit Monochloramin in den Reaktoren Nr. 4 und Nr. 5 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt wurde.

Der deutliche Rückgang der CRT-Emissionen zwischen 2015 und 2022 lässt sich durch den Übergang von den für den Zeitraum 2013–2014 berechneten CRT-Emissionswerten zu den ab 2015 gemessenen Werten erklären, wobei die im September 2014 veröffentlichten Grenzwerte und Modalitäten zur Anwendung kamen.

Darüber hinaus führt ab 2020 eine neue Methode zur Messung der CRT-Einleitungen zu einem Anstieg der CRT-Ströme, der nicht mit einem tatsächlichen Anstieg der Einleitungen zusammenhängt, sondern auf eine Änderung der Berechnungsmethode für CRT-Ströme und eine Senkung der Nachweisgrenze von Online-Chlormessgeräten zurückzuführen ist.

Die AOX-Einträge hängen mit der Wasserqualität der Rhône zusammen. Die Bildung von AOX entsteht nämlich durch die Reaktion von Monochloramin mit den im zu behandelnden Wasser enthaltenen organischen Stoffen. Die Schwankungen der AOX-Einträge stehen daher in direktem Zusammenhang mit den qualitativen und quantitativen Schwankungen der im Kühlwasser vorhandenen organischen Stoffe.

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 Wasser (sogenannte „offene Kältequelle“) oder um die Atmosphäre (über Kühltürme, sogenannte „geschlossene Kältequelle“) handeln kann. Es kommt also zu Wärmeabgaben an die Umwelt.

Der Kühlkreislauf des Kernkraftwerks Bugey weist eine Besonderheit auf: Die Reaktoren Nr. 2 und 3 werden durch einen offenen Kreislauf gekühlt, während die Reaktoren Nr. 4 und 5 durch einen geschlossenen Kreislauf gekühlt werden.

Für das Kernkraftwerk Bugey sind die regulierten Parameter im Zusammenhang mit der Wärmeabgabe die Erwärmung vor und nach der Vermischung sowie die nach der Vermischung berechnete Temperatur nach der Vermischung.

Tabelle 4 zeigt die geltenden Grenzwerte für Wärmeabgaben sowie die im betrachteten Zeitraum erreichten Höchstwerte.

Tabelle 4: Bilanz 2009–2018 der Wärmeabgaben des Kernkraftwerks Bugey und gesetzliche Grenzwerte

Tagesdurchschnittswerte 2009–2018	Erwärmung vor und nach der Einleitung berechnet nach Vermischung (°C)	Berechnete Temperatur nach der Vermischung berechnete Temperatur (°C)
Durchschnitt	2,1 °C	14,9 °C
Maximum	6,7 °C	26,0 °C
Grenzwert unter normalen klimatischen Bedingungen *	5 °C – 7 °C	24 °C – 26 °C
Grenzwert bei außergewöhnlichen klimatischen Bedingungen	1 °C	27 °C

*unterschiedlicher Wert je nach Jahreszeit (vom 01.05. bis 15.09. oder vom 16.09. bis 30.04.)

Im Zeitraum 2009–2018 beträgt die maximale Erwärmung nach der Vermischung (gemäß den seit 2014 geltenden Modalitäten) 6,7 °C, mit einem Durchschnittswert von 2,1 °C.

Die maximale nach der Vermischung berechnete Temperatur stromabwärts beträgt 26,0 °C.

Das Kernkraftwerk Bugey hat die geltenden Grenzwerte für Wärmeabgaben im betrachteten Zeitraum eingehalten und in bestimmten Fällen die Last für die Reaktoren Nr. 2 und/oder Nr. 3 (mindestens) reduziert.

Aufgrund der außergewöhnlichen klimatischen Bedingungen im Sommer 2022 wurden die ASN-Entscheidungen Nr. 2022-DC-0729 vom 15.07.2022, 2022-DC-0730 vom 21.07.2022 und 2022-DC-0739 vom 04.08.2022 vorübergehend neue Grenzwerte für die Wärmeabgabe der Reaktoren des Kernkraftwerks Bugey festgelegt und damit die Genehmigung für die Abgabe Nr. 2014-DC-0442 (in der durch die Entscheidung der ASN Nr. 2022-DC-0726 vom 28.06.2022 geänderten Fassung) geändert. Die in diesen Entscheidungen festgelegten Grenzwerte wurden stets eingehalten, und es wurden in diesem Zeitraum keine Auswirkungen auf die Wasserqualität und die aquatischen Ökosysteme festgestellt.

Durchgeführte Maßnahmen

Seit 2009 wurde eine Reihe von Kampagnen zur Überwachung der thermischen Ausbreitung durchgeführt, um die thermische Ausbreitung stromabwärts der Ableitungen des Kernkraftwerks zu charakterisieren. Dabei wurden Luftthermografien und Temperaturprofile in verschiedenen Entfernungen kombiniert.

Diese verschiedenen Kampagnen bestätigen das Vorhandensein einer erwärmten Ader am rechten Ufer auf den ersten Kilometern stromabwärts der Ableitungen, mit nicht erwärmten Bereichen am linken Ufer und einer homogenen Verdünnung am Zusammenfluss mit dem Ain.

Diese Ader wird bei geringen Durchflussmengen schneller verdünnt. Die während der Niedrigwasserperiode durchgeführten Kampagnen zeigen das Vorhandensein einer erwärmten Ader am rechten Ufer mit einer homogenen Verdünnung stromabwärts von Loyettes, also einige Kilometer stromaufwärts des Zusammenflusses mit dem Ain.

Für den Zeitraum 2015–2100 wurden hydroklimatische Prognosen für den Oberlauf des Bugey erstellt. Diese Prognosen basieren auf Simulationen aus dem CMIP5¹⁹-Verfahren, das vom IPCC (Intergovernmental Panel on Climate Change, Zwischenstaatlicher Ausschuss für Klimawandel) zur Erstellung seines letzten Empfehlungsberichts (AR5 – 5th Assessment Report) verwendet wurde. Es wurden zwei Szenarien für Treibhausgasemissionen berücksichtigt: eines, das einer Stabilisierung der Emissionen bis zum Jahr 2100 entspricht (Szenario RCP204.5), und ein pessimistischeres, das einem Anstieg dieser Emissionen über das Jahr 2100 hinaus entspricht (Szenario RCP8.5). Die Projektionen der globalen Klimamodelle wurden mithilfe einer statistischen Downscaling-Methode auf die Ebene des Beckens heruntergebrochen, um die Entwicklungen der drei wichtigsten hydroklimatischen Variablen im Bereich des Kernkraftwerks Bugey zu ermitteln: Lufttemperatur, Wassertemperatur und Durchflussmenge der Rhône.

Die Ergebnisse für das Jahr 2035 (Durchschnitt für den Zeitraum 2020-2050) zeigen einen Anstieg der Lufttemperaturen, der mit den auf nationaler Ebene ermittelten Trends übereinstimmt. Bis zum Jahr 2035 wäre diese Entwicklung für die beiden Szenarien RCP4.5 und RCP8.5 relativ ähnlich, unter Berücksichtigung der Unsicherheiten dieser Art von Simulationen und der Entwicklung im 21. Jahrhundert der beiden ausgewählten Szenarien. So würden die Veränderungen der jährlichen Durchschnittstemperaturen bis 2035 im Vergleich zum ausgewählten historischen Zeitraum (1982-2012) durchschnittlich zwischen + 1,1 °C und + 1,3 °C liegen. Der Anstieg der Wassertemperaturen wäre weniger stark, mit einer Entwicklung der Jahresdurchschnittswerte, die bis 2035 im Vergleich zum ausgewählten historischen Zeitraum wahrscheinlich unter + 1 °C liegen würde. Die Durchflussmengen der Rhône würden sich in diesem Zeitraum angesichts der Genauigkeit der verwendeten Modelle (durchschnittlich +/- 1 %) nur unwesentlich verändern, wobei die Entwicklungstendenz deutlich weniger ausgeprägt wäre als bei den Temperaturen.

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 Temperaturen im Rhone-Becken. Daher sind mehrere Modelle erforderlich, um diese Prognosen für den Oberlauf des Bugey zu erhalten, und der Einfluss der Bewirtschaftung der Anlagen am Oberlauf der Rhône oberhalb des Bugey wird vereinfacht dargestellt. Auch wenn diese Prognosen auf modernsten Methoden und verfügbaren Modellen basieren, werden sie sich mit dem Fortschreiten der laufenden Forschungen sicherlich weiterentwickeln. Diese Ergebnisse sind daher als Tendenzen zu betrachten.

¹⁹ Projekt zum Vergleich gekoppelter Modelle

²⁰ Repräsentativer Konzentrationspfad

1.2.4.4 Abfallbilanz

Das Kernkraftwerk Bugey optimiert die Abfallbewirtschaftung durch Anwendung der folgenden Grundsätze:

- Reduzierung der Entstehung und Schädlichkeit radioaktiver und konventioneller Abfälle an der Quelle;
- selektive Sammlung und Sortierung der Abfälle nach Art und Eigenschaften, um sie so effizient wie möglich zu behandeln;
- die Verpackung optimieren, um den Abfall so weit wie nötig einzuschließen und die Anforderungen der Behandlungs- und/oder Lagerungsketten zu erfüllen;
- Lagerung und Kontrolle der Abfälle, um unter allen Umständen die Einhaltung der geltenden Vorschriften zu gewährleisten;
- die Verwertung und/oder die Nähe der Verwertungs- und/oder Lagerungssysteme zu fördern, sofern dies möglich ist.

Diese verschiedenen Schritte dienen dazu, die Akzeptanz der Abfälle durch die für sie vorgesehenen Verwertungswege sicherzustellen und ihre Auswirkungen zu begrenzen, insbesondere bei radioaktiven Abfällen, die für die Lagerstätten der französischen Behörde für die Entsorgung radioaktiver Abfälle (ANDRA) bestimmt sind.

Diese optimierte Bewirtschaftung basiert im Wesentlichen auf der Abfallzonierung, die Folgendes ermöglicht:

- die Abfälle (radioaktive und konventionelle) auf zuverlässige, sichere, operative und nachhaltige Weise zu verwalten;
- die Menge der anfallenden radioaktiven Abfälle zu begrenzen, indem ein Zonierungsplan vorgeschlagen wird, der den Strahlenrisiken und der Art der betreffenden Gegenstände und Räumlichkeiten angemessen ist;
- alle Lebensphasen der Anlage abzudecken: Planung, Betrieb, Rückbau und Sanierung.

1.2.4.4.1 Bilanz der radioaktiven Abfälle

Kontinuierliche Fortschritte bei der Konzeption von Kernkraftwerken, der Brennstoffbewirtschaftung und dem Betrieb der Anlagen haben zu einer Reduzierung der radioaktiven Abfälle an der Quelle geführt. Zwischen 1985 und 1995 konnte durch diese Reduzierung an der Quelle, ergänzt durch die Optimierung der Behandlungs- und Konditionierungsverfahren, das Volumen der kurzlebigen schwach- und mittelfradioaktiven Abfälle, die jährlich an den Standorten konditioniert und produziert werden, um zwei Drittel gesenkt werden. Die jährliche Produktion von konditionierten technologischen und prozessbezogenen Abfällen des Parks sank somit von 360 m³ auf 110 m³.

Dieses Produktionsniveau in der Größenordnung von 100 m³ pro Reaktor stellt eine technische Untergrenze dar, die in den kommenden Jahren angesichts des geplanten Wartungsprogramms im Zusammenhang mit der Grand Carénage²¹ steigen dürfte.

Lagerung radioaktiver Abfälle

Im Zeitraum 2013–2022 wurden Verbesserungsmaßnahmen eingeleitet, um die Lagerung von konditionierten oder in Konditionierung befindlichen Abfällen zu optimieren. Die Maßnahmen, die sich aus den Empfehlungen der Ständigen Expertengruppe von 2002 ergaben, wurden erfolgreich umgesetzt (Einrichtung des TFA-Bereichs, Umsetzung der Betriebsvorschriften für BAN/BAC/BTE, die für das BANG (Gebäude für allgemeine nukleare Hilfsanlagen des Kernkraftwerks Bugey) gelten).

Lagerung von Hüllen und Fässern mit kurzlebigen schwach- und mittelfradioaktiven Abfällen (FA/MA-VC)

²¹ Die umfassende Überholung des Kernkraftwerksparks der EDF zielt darauf ab, Investitionen/Modernisierungen im Hinblick auf den weiteren Betrieb der bestehenden Anlagen durchzuführen und die Maßnahmen nach Fukushima zu integrieren, wobei gleichzeitig die Leistungsfähigkeit des Parks in Bezug auf Sicherheit und Wettbewerbsfähigkeit gewährleistet bleiben soll.

Die Lagerung konzentrierte sich vorrangig auf Betonbehälter für kurzlebige mittelaktive Abfälle und auf Fässer (aus Metall und Kunststoff) für kurzlebige schwachaktive Abfälle, die über Genehmigungen (^{CSA22}) und/oder Zulassungen (Centraco-Anlage) verfügen. Diese Gebinde werden in der Regel in den Räumlichkeiten der BANG gelagert. Seit 2019 können bestimmte Gebinde (insbesondere Kunststofffässer) auch auf dem TFA-Gelände gelagert werden (vorläufige Genehmigung, dann endgültige Genehmigung im Jahr 2021).

Abbildung 21 und Abbildung 22 zeigen die Entwicklung der Anzahl der gelagerten Metall- und Kunststofffässer mit einem Fassungsvermögen von 200 Litern im Zeitraum 2013–2022.

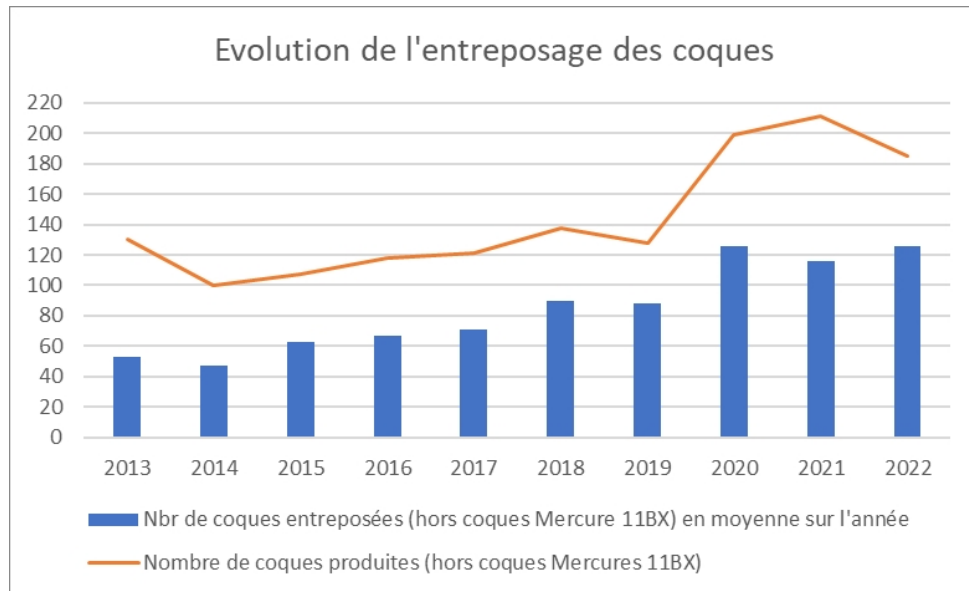


Abbildung 21: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2013–2022 gelagerten Behälter

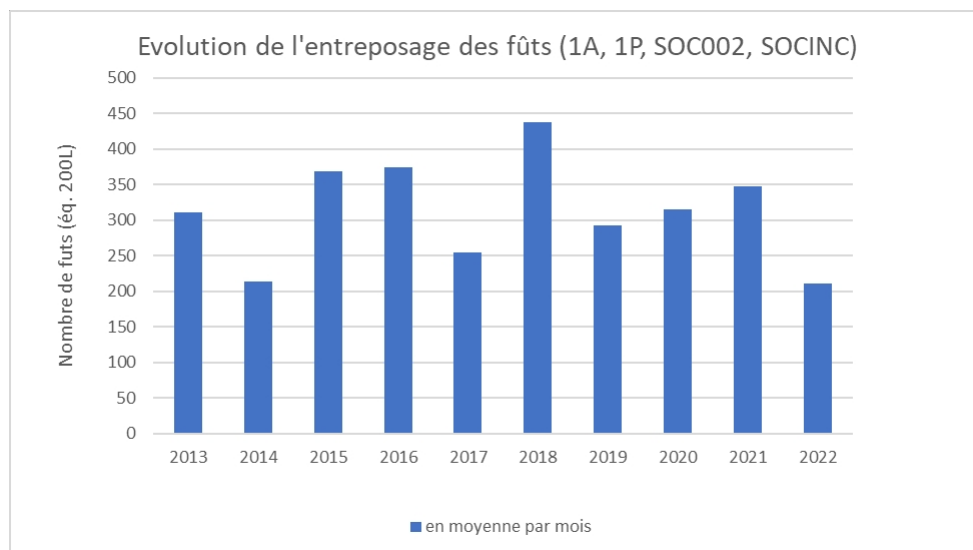


Abbildung 22: Entwicklung der Lagerung von 200-Liter-Fässern (Metall und Kunststoff) im Zeitraum 2013–2022

Die Lagerbestände an Fässern schwanken stärker als die Lagerbestände an Schalen, da die Entstehung dieser Abfälle direkt proportional zu den Wartungsarbeiten ist.

Die Lagerbestände an Rümpfen waren bis 2014 relativ stabil, seit 2015 ist jedoch ein stetiger Anstieg der vor Ort gelagerten Rümpfe zu beobachten. Dieser Anstieg ist auf mehrere Faktoren zurückzuführen:

- ein Anstieg der Menge der über den gesamten Zeitraum produzierten Schalen;
- die Renovierung der BANG-Brücke Anfang 2020, wodurch die Entsorgung von Rümpfen für 3 Monate nicht möglich war;
- die COVID-19-Pandemie und die verschiedenen Lockdowns, die einerseits die Fähigkeit der ANDRA zur Annahme von Hüllen und andererseits die Fähigkeit des Kernkraftwerks zur Entsorgung dieser Hüllen stark beeinträchtigt haben;
- Seit 2018 werden jedes Jahr mehrere Schalen mit einer Dosisleistung von $> 2 \text{ mSv/h}$ produziert, die daher nicht ohne vorherige Zerfallsphase entsorgt werden können.

Um wieder ein besseres Niveau bei der Lagerung der Hüllen zu erreichen, wird derzeit ein lokaler Plan zur Entlagerung umgesetzt. Außerdem werden Arbeiten durchgeführt, um die Ursachen für die Produktion von Hüllen mit hoher Dosisleistung zu verstehen und diese zu beseitigen.

Lagerung von sehr schwach radioaktiven Abfällen (TFA)

Die Entwicklung der Gesamtmengen der im Bereich für sehr schwach radioaktive Abfälle des Kernkraftwerks Bugey gelagerten Abfälle (ausgedrückt als Auslastung des Bereichs) im Zeitraum 2013–2022 ist in Abbildung 23 dargestellt.

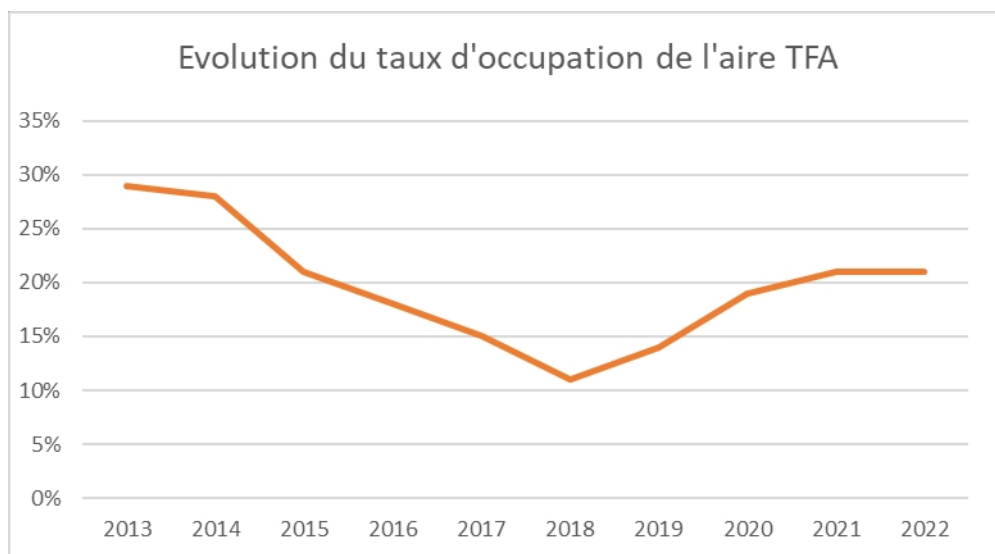


Abbildung 233: Entwicklung der Auslastung des TFA-Bereichs im Zeitraum 2013–2022

Ab 2009 wurde eine umfangreiche Entlagerung eingeleitet, die bis 2018 andauerte. Die ersten Abfälle, deren Entsorgung bis zum Erreichen der technischen Mindestanforderungen priorisiert wurde, waren Öle und Lösungsmittel (Abfälle mit hohem Heizwert). Die Auslastung des TFA-Bereichs des Standorts sank somit von fast 50 % im Jahr 2009 auf etwa 30 % im Jahr 2013 und etwas mehr als 10 % im Jahr 2018.

Der anschließend beobachtete Anstieg hängt mit den Renovierungsarbeiten im SFC-Raum in den Jahren 2018-2019 zusammen, die zur Beseitigung von Abfalllagerbereichen (ersetzt durch Verpackungsbereiche) und zur Verlagerung dieser Abfälle in den TFA-Bereich führten. Er lässt sich auch durch die seit 2018 genehmigte Lagerung von verbrennbaren Feststoffabfällen im TFA-Bereich erklären.

Ergriffene Maßnahmen

Auf nationaler Ebene wurde ein Aktionsplan ins Leben gerufen, um alte Abfälle aus den TFA- und AOC-Bereichen zu entsorgen und Margen für die sogenannten Grand Carénage-Maßnahmen zurückzugewinnen. Diese Entsorgungskampagnen werden über die Mobile Einsatzgruppe vor Ort (UMIS) durchgeführt. In Bugey betraf die UMIS-Kampagne 2019-2020 hauptsächlich den Bereich AOC, was erklärt, warum keine sichtbaren Auswirkungen auf die Lagerungsrate im Bereich TFA zu verzeichnen waren. Anfang 2023 wurde eine neue Kampagne zur Lagerräumung über die UMIS für das TFA-Gebiet und das AOC-Gebiet durchgeführt. Dabei konnten 13 Container geräumt werden.

Weitere Kampagnen sind in Bugey geplant, um die Gebiete TFA und AOC gemäß einem national festgelegten Zeitplan aus dem Lager zu entfernen.

Produktion und/oder Entsorgung radioaktiver Abfälle

Produktion von sehr schwach radioaktiven Abfällen (TFA)

Abbildung 24 zeigt die Mengen an TFA-Abfällen (in Tonnen), die vom Kernkraftwerk Bugey zum industriellen Sammel- und Lagerzentrum (CIRES) transportiert wurden.

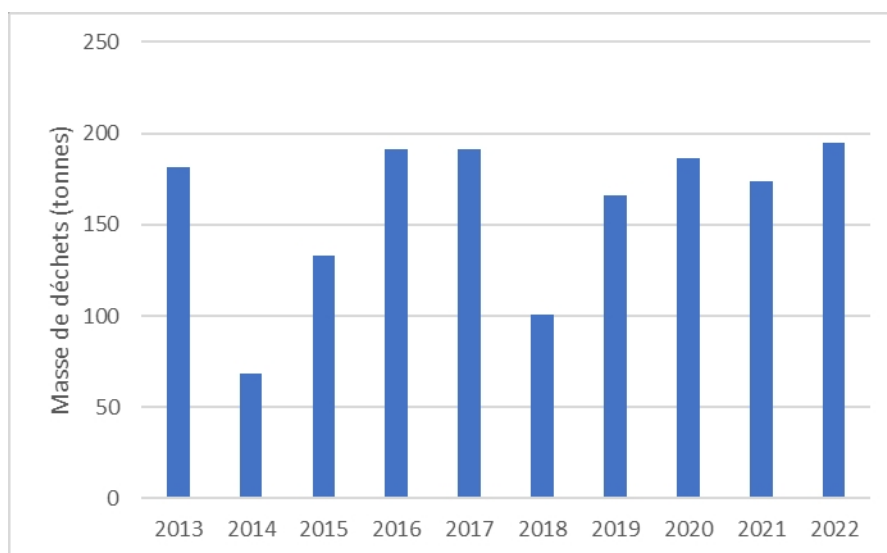


Abbildung 24: Entwicklung der Menge an TFA-Abfällen, die im Zeitraum 2013–2022 zum CIRES transportiert wurden

Die jährlich entsorgten Mengen sind relativ stabil, wobei die festgestellten Schwankungen im Wesentlichen mit dem Umfang der Wartungsarbeiten zusammenhängen.

Um die Verpackung der TFA-Abfälle zu optimieren und die Lagerkapazitäten des CIRES zu erhalten, wurden bzw. werden folgende Maßnahmen umgesetzt:

Verdichtung der Gebinde: Besondere Sorgfalt wird auf die Anordnung der Abfälle in den Gebinden verwendet, um deren Dichte zu optimieren, ohne das Eindringen von Sand in offene Gebinde zu behindern.

Pulverförmige Abfälle: „Homogene“ Abfälle, die in 200-Liter-Fässern verpackt sind, werden zuvor in Säcke verpackt, sobald die Gefahr besteht, dass sie pulverförmige Bestandteile enthalten.

Produktion von kurzlebigen schwach radioaktiven Abfällen (FA-VC)

Abbildung 25 zeigt die Entwicklung der jährlichen Produktion von FA-VC-Technologieabfällen in 200-Liter-Metallfässern im Kernkraftwerk Bugey im Zeitraum 2013–2022.

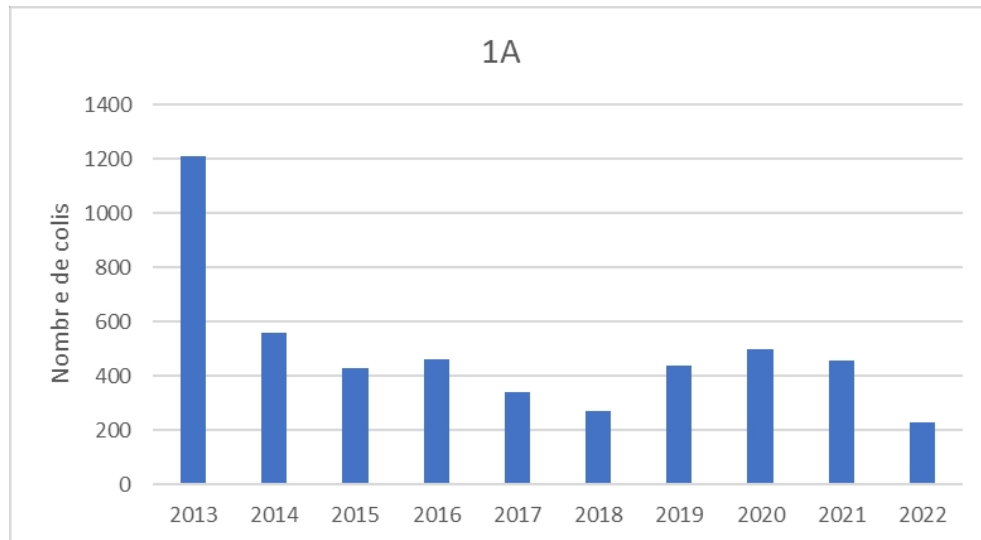


Abbildung 25: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2013–2022 produzierten 200-Liter-Metallfässer

Die 2013 festgestellte höhere Fassproduktion ist eine Folge der vorübergehenden Stilllegung der Verbrennungsanlage von Centraco im Jahr 2011, woraufhin ein Teil der üblicherweise in Kunststofffässern verpackten Abfälle auf Metallfässer umgestellt wurde.

Im Oktober 2016 wurde die Genehmigung (d. h. die von der Lagerkette erteilte Genehmigung) für diese Pakete vor Ort ausgesetzt, nachdem in einem Paket eine nicht registrierte versiegelte Strahlenquelle mit sehr geringer Aktivität entdeckt worden war. Die Analyse der Ursachen dieser Feststellung ermöglichte es dem CNPE, seine Praktiken zu verbessern, und die umgesetzten Korrektur- und Präventivmaßnahmen wurden von der ANDRA validiert, die die Aussetzung der Übernahme dieser Pakete im Januar 2017 aufhob.

Abbildung 26 zeigt die Entwicklung der jährlichen Produktion von verbrennbaren, kurzlebigen, schwach radioaktiven technologischen Abfällen, die in 200-Liter-Kunststofffässern des Kernkraftwerks Bugey im Zeitraum 2013–2022 gelagert werden.

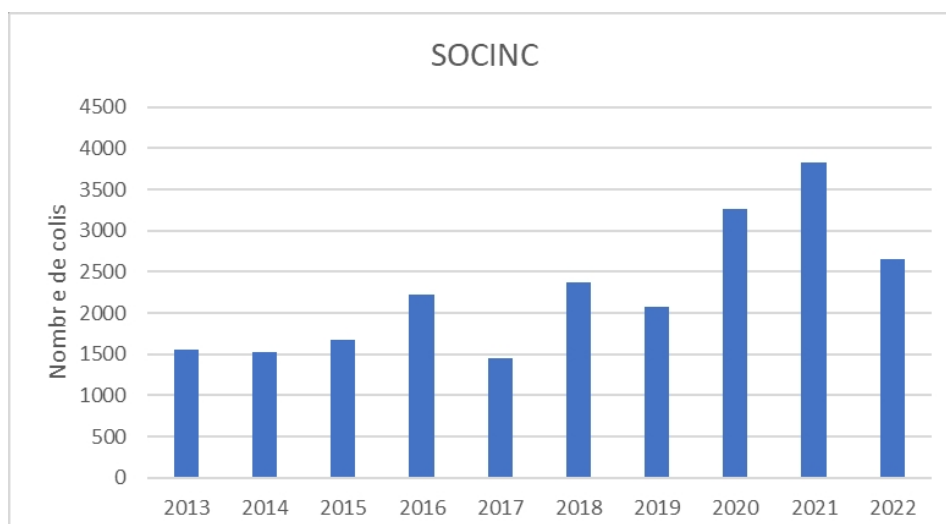


Abbildung 26: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2013–2022 produzierten Kunststofffässer mit FA-VC-Abfällen

Die Produktion von Kunststofffässern für FA-VC-Abfälle hängt eng mit den Abschaltungen von Reaktorblöcken zusammen, was die in den Jahren 2020 (zehnjährige Inspektion von Reaktor 2) und 2021 (zehnjährige Inspektionen der Reaktoren 4 und 5) beobachteten Anstiege erklärt.

Produktion von kurzlebigen schwach- und mittelradioaktiven Prozessabfällen (FA-MA-VC)

Abbildung 27 zeigt die Entwicklung der Anzahl der vom Kernkraftwerk Bugey im Zeitraum 2013–2022 produzierten Konzentratbehälter.

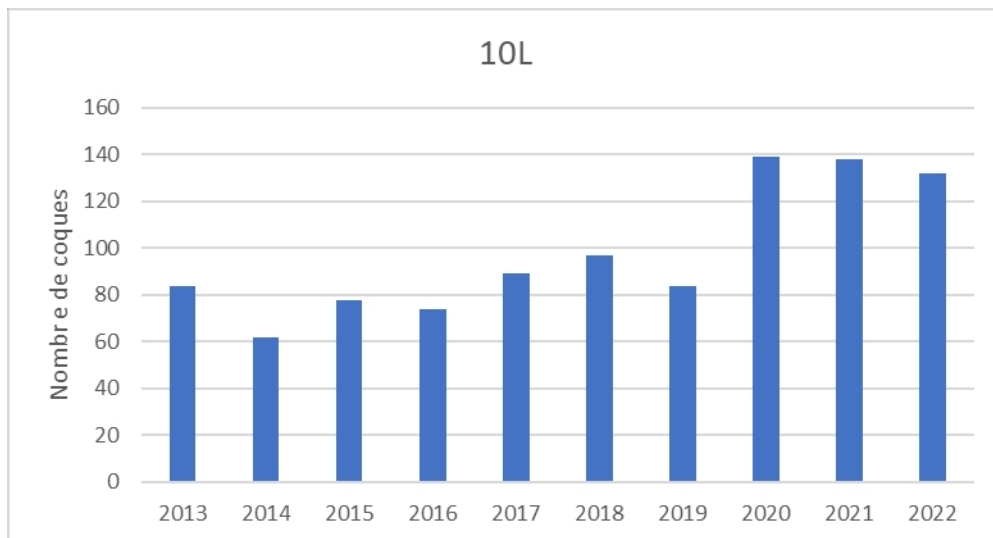


Abbildung 27: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2013–2022 produzierten Konzentratschalen

Die Anzahl der im Zeitraum 2013–2022 produzierten Pakete nimmt insgesamt zu. Dieser Anstieg ist auf eine Verringerung der über TER abgeleiteten Abwassermengen und eine Zunahme der über TEU-Verdampfer behandelten Abwässer zurückzuführen.

Produktion von technologischen Abfällen und kurzlebigen mittelaktiven Wasserfiltern

Abbildung 28 zeigt die Produktion von mittelaktiven Abfällen mit kurzer Lebensdauer (MA-VC), die im Zeitraum 2013–2022 vom Kernkraftwerk Bugey in Betongusskörpern konditioniert wurden.

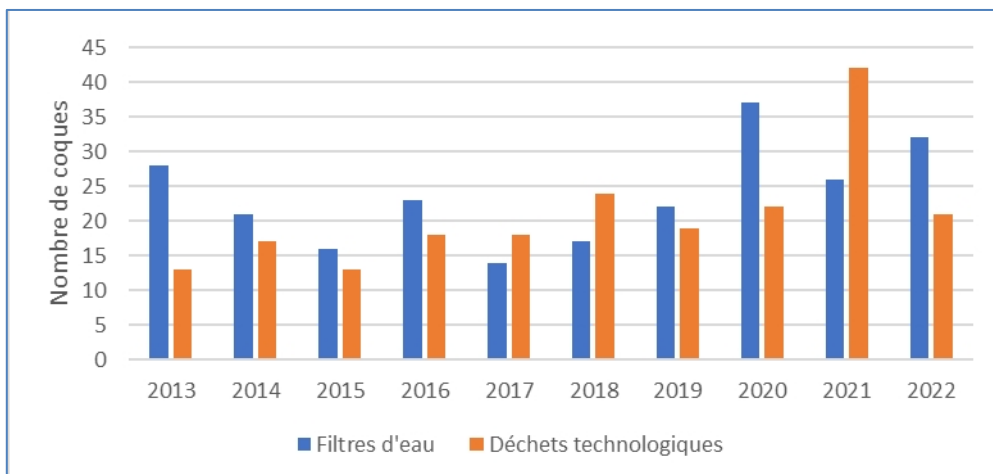


Abbildung 28: Entwicklung der Anzahl der Wasserfiltergehäuse und technologischen Abfälle, die im Zeitraum 2013–2022 produziert wurden

Die Anzahl der Wasserfilterpakete ist im Zeitraum 2020-2022 insgesamt gestiegen. Dieser Trend lässt sich durch die Zunahme der Produktion von RCV-Filtern in diesem Zeitraum erklären.

Die Produktion von Hüllen für strahlende technologische Abfälle schwankt je nach den Abschaltungen der Blöcke, während denen diese Abfälle anfallen (mit einer leichten Verzögerung gegenüber den Abschaltterminen, da die Hüllen nicht unbedingt just-in-time verpackt werden). Der für 2021 zu erwartende Anstieg steht somit in direktem Zusammenhang mit den zehnjährigen Inspektionen der Reaktoren Nr. 2, 4 und 5 in den Jahren 2020 und 2021.

Eingeleitete Maßnahmen

Um die Abfallbewirtschaftung zu optimieren und das Abfallaufkommen zu begrenzen, hat EDF auf nationaler Ebene zwei wichtige Maßnahmen ergriffen:

Entlagerung von Abfällen aus den TFA-Bereichen und veralteten Werkzeugen aus den AOC-Bereichen:

Die Herausforderungen im Zusammenhang mit den Lagerbereichen des in Betrieb befindlichen EDF-Parks sind regulatorischer (die INB-Verordnung verlangt vom Betreiber, dass er Lagerungsdauern festlegt, die der Art der Abfälle und den Merkmalen der Lagerungsanlagen angemessen sind) und betrieblicher Natur (das zusätzliche Volumen an Abfällen und Materialien im Zusammenhang mit bestimmten Wartungsarbeiten, die eine Freigabe der Flächen und/oder Lagerkapazitäten erfordern).

Um diesen Herausforderungen zu begegnen, hat EDF 2014 ein Projekt ins Leben gerufen. Ziel ist es, über einen Zeitraum von zehn Jahren 1.000 Container mit Altabfällen und ausrangierten Werkzeugen aus den Bereichen TFA und AOC zu entsorgen, indem ein spezieller Rückbau- und Verpackungsservice eingerichtet wird.

Zu diesem Zweck werden die Behälter zu externen Standorten transportiert, wo ihr Inhalt gemäß den Annahmespezifikationen der Behandlungsanlagen (Centraco) und Lagerstätten (Andra) zerlegt, verpackt oder neu verpackt wird. Die Behälter selbst werden je nach ihrem Zustand und den Anforderungen des Parks zerlegt oder wieder in einen Zustand versetzt, der den Transportvorschriften entspricht.

Der erste Behälter des Parks wurde im Dezember 2015 aus dem Lager geholt. Bis Ende Dezember 2022 wurden 655 Behälter zur Demontage und zur Konditionierung der damit verbundenen Abfälle zu einer externen Basis transportiert. Das Ziel ist die Entsorgung von durchschnittlich 100 Behältern pro Jahr im gesamten Park.

Was das Kernkraftwerk Bugey betrifft, so fanden 2019-2020 und 2023 Entlagerungskampagnen statt. Dabei konnten 38 Container behandelt und entsorgt werden. Weitere Kampagnen sind gemäß einem national festgelegten Zeitplan geplant.

Begrenzung der Auswirkungen von Abfällen im Zusammenhang mit Wartungsarbeiten (z. B. vorbeugende Reinigung von Dampferzeugern (NPGV)):

Die bis 2010 durchgeführten Reinigungen der Dampferzeuger führten zur Entstehung großer Mengen an Waschabwässern, die vor Ort in doppelwandigen Metallbehältern gelagert wurden und einer von der ASN vorgeschriebenen maximalen Lagerungsdauer unterlagen. Aufgrund ihrer Eigenschaften war die einzige verfügbare Entsorgungsmöglichkeit für diese Abwässer die Verbrennung in der Anlage Centraco. EDF hatte Schwierigkeiten, die festgelegten Lagerungsfristen einzuhalten, da die Verarbeitungskapazitäten von Centraco begrenzt waren und das ursprünglich geplante Reinigungsprogramm erweitert wurde.

Es wurden Maßnahmen ergriffen, um die Behandlung dieser Abfälle zu ermöglichen. Dennoch hat EDF beschlossen, seine Gesamtstrategie für die Wartung der Dampferzeuger zu überarbeiten, um deren Umweltleistung zu verbessern, indem

- die Lagerzeiten der Abwässer vor Ort zu begrenzen;
- die Schädlichkeit und das Volumen der durch die verschiedenen Wartungsarbeiten anfallenden Abfälle zu reduzieren.

Dazu wurden drei Verfahren zur Behandlung der Abwässer aus der vorbeugenden Reinigung der Dampferzeuger entwickelt. Diese Verfahren basieren auf einem gemeinsamen Prinzip, das darin besteht,

- einem oder mehreren Schritten zur Oxidation der in diesen Abwässern enthaltenen organischen Stoffe;
- in einer Nachbehandlung des durch Dekantieren behandelten Abwassers, gefolgt von einer Filterung und/oder Harzbehandlung der überstehenden Flüssigkeit.

Diese Behandlungen zielen darauf ab, Folgendes zu erreichen:

- endgültige Abfälle (Feststoffe) in begrenzten Mengen, die mit den Annahmekriterien der Entsorgungswege vereinbar sind;
- eine nach der Behandlung mit den Einleitungsgenehmigungen kompatible flüssige Phase;
- charakterisierte Abgase, deren Volumen so gering wie möglich gehalten wird.

Derzeit sind zwei Verfahren qualifiziert und industrialisiert:

- Das Fenton-Verfahren: Die industrielle Inbetriebnahme erfolgte im zweiten Halbjahr 2012 im Kernkraftwerk Cattenom. Entsprechend den festgelegten Zielen konnten mit diesem Verfahren etwa 1000 m³ Abwasser behandelt und 12 Tonnen fester Endabfälle erzeugt werden, die den Annahmespezifikationen des Cires de l'Andra (Schlämme, Ionenaustauscherharze) und von Centrac (Wasserfilter) entsprechen, sowie 1000 m³ an endgültig „gereinigtem“ Abwasser, das in die Umwelt abgeleitet werden kann. Nach dieser industriellen Inbetriebnahme wurden zehn weitere Vorgänge im Rahmen der Reinigung der Dampferzeuger durchgeführt, deren Leistung den Erwartungen entsprach.
- Das Verfahren der hydrothermalen Oxidation (OHT): Die industrielle Inbetriebnahme erfolgte im zweiten Halbjahr 2013 im Kernkraftwerk Gravelines. Im Rahmen dieses Vorgangs konnten rund 1100 m³ Abwasser gemäß den festgelegten Zielen behandelt werden (20 Tonnen feste Endabfälle, die den Annahmespezifikationen des Cires de l'Andra entsprechen, „gereinigte“ Endabwässer, die in die Umwelt abgeleitet werden können). Im Anschluss an diese industrielle Inbetriebnahme wurden 11 weitere Vorgänge zur Reinigung der Dampferzeuger durchgeführt, deren Leistung den Erwartungen entsprach.

Was das Kernkraftwerk Bugey betrifft, so führte die 2015 durchgeführte OHT-Maßnahme für die Dampferzeuger des Reaktors Nr. 5 zur Ableitung von 512 m³ Abwässern und zur Produktion von 6,6 Tonnen Schlamm (davon 2,2 Tonnen entwässerter Schlamm) und 5,4 Tonnen Harzen. Eine erneute Reinigung der Dampferzeuger des Reaktors Nr. 5 im Jahr 2020 führte zur Verbringung von 796 m³ Abwässern zu Centrac.

1.2.4.4.2 Bilanz der konventionellen Abfälle

Lagerung

Die Entsorgung konventioneller Abfälle hat das Kernkraftwerk Bugey dazu veranlasst, einen speziell eingerichteten Transitbereich zu schaffen, um die Lagerung, den Transport und die Verwertungs- und Behandlungswege zu optimieren. Dieser Bereich ist mit den Sammelstellen verbunden, die sich in unmittelbarer Nähe der Produktionsstätten befinden.

Produktion konventioneller Abfälle

Herkömmliche Abfälle werden in drei Kategorien unterteilt: gefährliche Abfälle, Inertabfälle und gewöhnliche Industrieabfälle. Die Abbildungen 29, 30 und 31 zeigen die jährliche Produktionsbilanz für jede Abfallkategorie im Zeitraum 2013–2022.

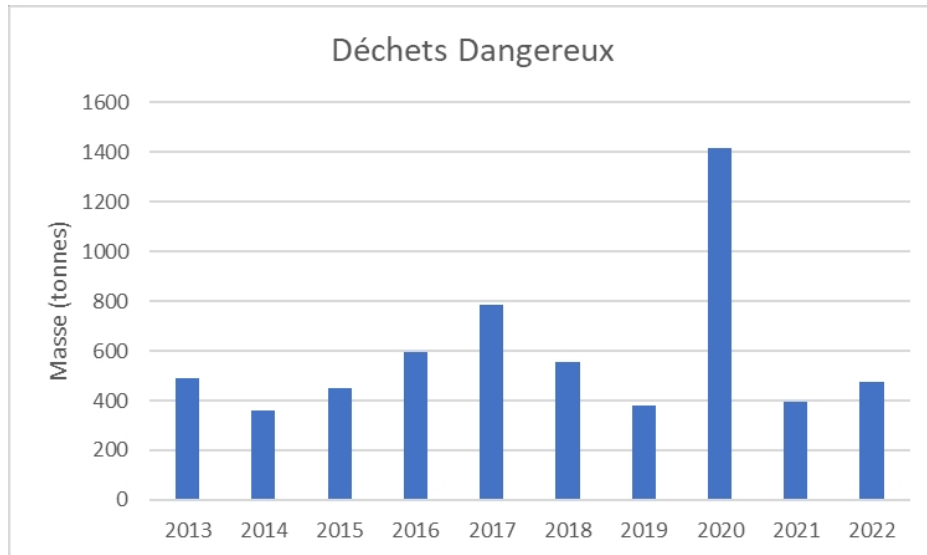


Abbildung 29: Entwicklung der Produktion gefährlicher Abfälle (in Tonnen) im Zeitraum 2013–2022

Die jährliche Produktion gefährlicher Abfälle des Kernkraftwerks Bugey schwankt im betrachteten Zeitraum je nach Umfang der Wartungsarbeiten.

Die Produktion im Jahr 2017 steht im Zusammenhang mit der Entleerung der Absetzbecken vor der bautechnischen Begutachtung. Die Produktion im Jahr 2020 entspricht der Entsorgung von mit Blei gestrichenem Beton aus dem Rückbau des INB Nr. 45 (Reaktor Nr. 1).

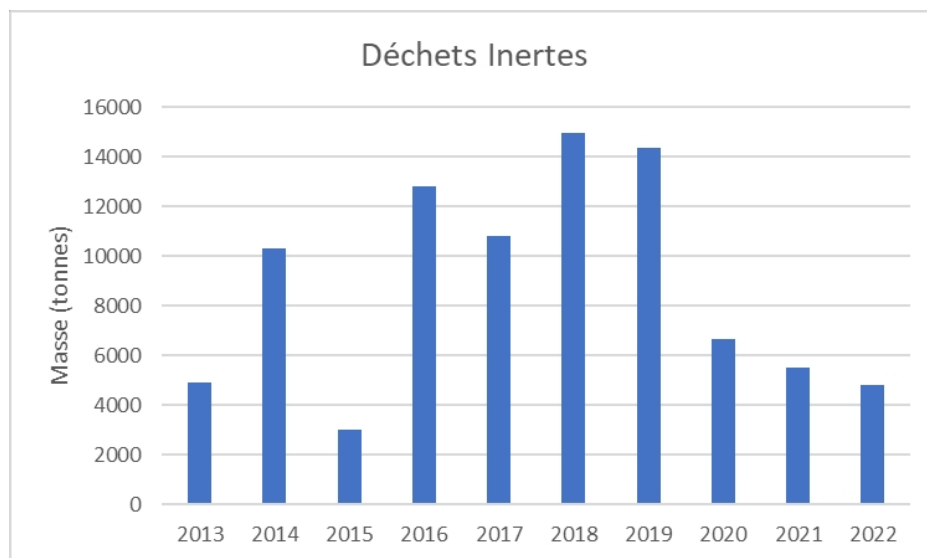


Abbildung 30: Entwicklung der Produktion von Inertabfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2013–2022

Die Schwankungen bei der Produktion von Inertabfällen im Kernkraftwerk Bugey lassen sich durch die Durchführung mehrerer Bauvorhaben erklären, darunter insbesondere: der Bau und Rückbau von Gebäuden (Notstromdieselaggregate und Verwaltungsgebäude zwischen 2016 und 2018, Kantinegebäude und Räumlichkeiten der Section Locale de Vie (SLV) in den Jahren 2018 und 2019).

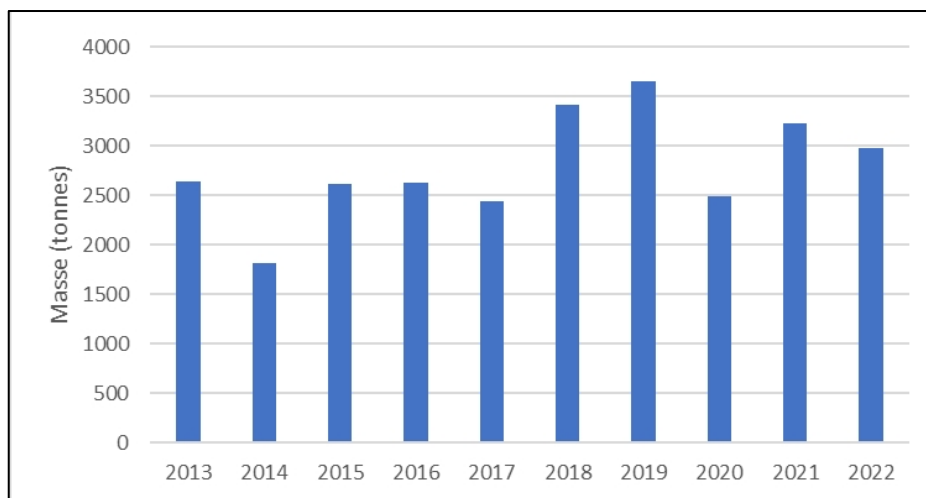


Abbildung 31: Entwicklung der Produktion von gewöhnlichen Industrieabfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2013–2022

Die Entstehung von gewöhnlichen Industrieabfällen ist hauptsächlich durch die Entsorgung von Schlämmen und Packings (2013) sowie durch die Rückbauarbeiten am Transformator und Stator in den Jahren 2017–2018 gekennzeichnet.

Im Allgemeinen wendet das Kernkraftwerk Bugey ein konventionelles Abfallmanagement an, das den Grundsätzen der Abfallrahmenrichtlinie von 2008 und dem Umweltgesetzbuch entspricht, mit dem diese Richtlinie umgesetzt wurde, nämlich:

- Reduzierung der Produktion und Gefährlichkeit konventioneller Industrieabfälle durch optimiertes Abfallmanagement;
- Förderung von Recycling und Verwertung.

Ergänzend zur Überwachung des Indikators für die Verwertung regulierter Abfälle (Verpackungen, Öle und Batterien) und der Grünen Liste (als verwertbar geltende Abfälle) überwacht das CNPE die Gesamtverwertungsquote aller konventionellen Abfälle mit einem nationalen Verwertungsziel von über 90 % im Jahr 2022.

Abbildung 32 zeigt die Entwicklung der Indikatoren für die Verwertung regulierter Abfälle und der grünen Liste im Zeitraum 2013–2022.

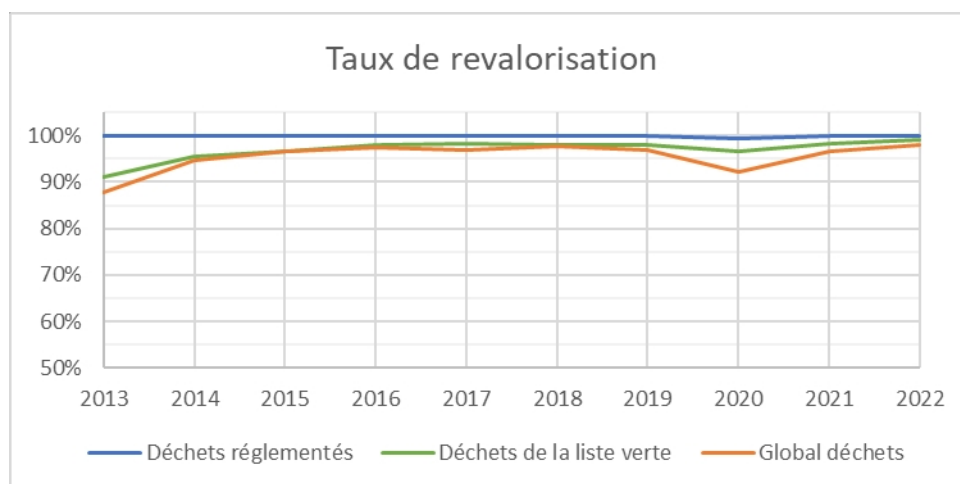


Abbildung 32: Entwicklung der Indikatoren für die Verwertung regulierter Abfälle (IR) und der grünen Liste (Ival)

Die Ergebnisse zeigen, dass das Kernkraftwerk Bugey alle regulierten Abfälle verwertet hat. Seit 2013 ist die Verwertungsquote gestiegen und hat sich auf einem sehr hohen Niveau stabilisiert. Das Verwertungsziel von 90 % wird seit 2014 erreicht. Die Gesamtverwertungsquote hat sich seit 2015 bei über 95 % stabilisiert, außer im Jahr 2020, als die Produktion großer Mengen von mit bleihaltiger Farbe verunreinigtem Beton, der nicht verwertbar war, die Verwertungsquote erheblich verschlechterte.

Entsorgung potenziell pathogener Abfälle

Das Kernkraftwerk Bugey hat Maßnahmen zur Optimierung der Entsorgung potenziell pathogener Abfälle ergriffen, um die Entstehung und Gefährlichkeit herkömmlicher Industrieabfälle zu reduzieren.

Tatsächlich sind der Kondensator und der Luftkühler im Kühlkreislauf Orte, an denen sich Krankheitserreger potenziell vermehren können. Um diese Vermehrung zu verhindern, führt das Kernkraftwerk vorbeugende Wartungsmaßnahmen an diesem Kreislauf durch, die zu folgenden Ergebnissen führen:

- Festabfälle und Kondensatorrohre, die potenziell pathogen sind und während ihrer Lagerung vor Ort behandelt werden: Die bevorzugte Methode ist die natürliche Hygienisierung²³, die den Einsatz von Bioziden und die Entstehung von Abwässern vermeidet und sich zudem als wirtschaftlicher und energieeffizienter erweist. Allerdings reicht diese Methode manchmal nicht aus, um pathogene Organismen vollständig zu vernichten, sodass eine thermische oder chemische Hygienisierung erforderlich sein kann. In Bugey wird seit 2019 eine thermische Hygienisierung von pathogenen festen Abfällen durchgeführt.
- von potenziell pathogenen Schlämmen und Kalkablagerungen. Diese Abfälle werden daher einer Behandlung unterzogen, um eventuell vorhandene pathogene Mikroorganismen (Legionellen und Amöben) zu beseitigen. Die Produktion durch Reaktorabschaltung im Kernkraftwerk Bugey liegt bei etwa 175 m³.

Nach der Hygienisierung sind diese Abfälle nicht mehr gefährlich und fallen unter die Kategorie der nicht gefährlichen Abfälle. Sie können dann je nach Art deponiert oder verwertet werden.

Im Zeitraum 2019-2022 hat das CNPE mehr als 30.000 m³ feste Abfälle (hauptsächlich Packing) aus einer geschätzten Lagerstätte von 65.000 m³ saniert. Bis Ende 2022 bleiben somit noch etwa 35.000 m³ Abfälle zu sanieren. Das CNPE plant, im Jahr 2023 11.500 m³ Packing zu sanieren.

1.2.4.5 Belästigungen

Das Kernkraftwerk Bugey berücksichtigt in seiner Organisation die Rückverfolgbarkeit der von einer Privatperson oder einer Organisation formulierten Anfragen und deren Bearbeitung.

Eine Anfrage ist definiert als eine Frage, ein Informationsbedarf oder sogar eine Beschwerde, die sich auf die Anlagen, den industriellen Betrieb des Kernkraftwerks oder dessen Auswirkungen auf die Umwelt beziehen kann.

In den zehn Jahren des Referenzzeitraums (2013–2022) gab es folgende Anfragen zu Belästigungen:

²³ Im speziellen Fall der Luftkühler wird eine Desinfektionsanlage zur Behandlung der Packungen eingesetzt (Erhitzen auf mindestens 70 °C für mindestens 10 Minuten).

Lärmbelästigung

2014 und 2021: zwei Beschwerden wegen Lärmbelästigung bei der Entkalkung eines Kühlturms. Diese Arbeiten, die zur Bekämpfung von Kalkablagerungen in den Kühlkreisläufen erforderlich sind, verursachen punktuelle Lärmbelästigungen. Es ist anzumerken, dass seit März 2016 eine vorbeugende Entkalkungsbehandlung durchgeführt wird, wodurch die Anzahl der durchzuführenden Entkalkungsarbeiten stark reduziert wird. Die Methode wurde ebenfalls geändert, wodurch im Vergleich zur vorherigen Methode weniger Lärm entsteht. Die Planung dieser Arbeiten wird allen Beteiligten systematisch im Voraus mitgeteilt, insbesondere über die vom Kernkraftwerk eingerichtete kostenlose Hotline.

2013: Eine Anfrage aufgrund von Lärmbelästigungen während der Durchführung von Startversuchen der Notstromdieselaggregate des Standorts. Diese regelmäßigen Maßnahmen sind erforderlich, um deren ordnungsgemäße Funktion im Bedarfsfall sicherzustellen. Die Beteiligten werden im Vorfeld stets über die vom Kernkraftwerk eingerichtete kostenlose Hotline informiert.

Zwischen 2014 und 2022: 21 Beschwerden, hauptsächlich im Jahr 2014, über ein Pfeifgeräusch, das Anwohner aus dem Reaktor Nr. 2 wahrnahmen. Das Kernkraftwerk hat nach Eingang der ersten Beschwerden mit der Untersuchung der genauen Ursache dieses Geräusches begonnen und Maßnahmen zu dessen Reduzierung ergriffen (Einstellungen an bestimmten Anlagen, Anbringen von Wärmedämmung usw.). Im Rahmen der Arbeiten und Maßnahmen im Zusammenhang mit der vierten periodischen Überprüfung des betreffenden Reaktors wurden Eingriffe an Anlagen vorgenommen, die möglicherweise mit dem Pfeifgeräusch in Zusammenhang stehen.

2015 und 2019: zwei Anträge bezüglich Geräuschen, die durch die Dampfentwicklung beim Entleeren des Kondensators von Reaktor Nr. 3 (2015) und Reaktor Nr. 4 (2020) verursacht wurden. Dieser Vorgang, der nur sehr kurz dauert, ist beim Neustart eines Reaktors erforderlich. Die Ursache des Lärms wurde den Antragstellern mitgeteilt.

2017: Eine Anfrage bezüglich einer Baustelle, die Lärmbelästigungen verursachte. Das Kernkraftwerk erklärte dem Anwohner die Art der durchgeführten Arbeiten (Einbau von Spundbohlen im Rahmen der Installation eines Notstromdiesels) und veröffentlichte eine externe Mitteilung zu diesem Thema.

2020: Anfrage bezüglich der Geräusche beim Abriss der Räumlichkeiten des Reaktors, der sich im Rückbau befindet.

2021: Eine Anfrage bezüglich der ungewollten Auslösung von Warnvorrichtungen für Luftkühler während einer Wartungsmaßnahme.

Darüber hinaus ist der Lärm von Kernkraftwerken (INB) reguliert. Gemäß Artikel 4.4.5. I. der Umweltentscheidung ist insbesondere vorgesehen, dass der Betreiber mindestens einmal alle zehn Jahre auf eigene Kosten eine Messung der Lärmemissionen seiner Anlage durchführt. In Abschnitt 2.7 von Kapitel 2 des Teils „Nachteile“ werden die Ergebnisse der 2019 durchgeführten Lärmmessungen vorgestellt.

1.3 FAZIT

Das Kernkraftwerk Bugey hat eine Organisation zur Begrenzung der Nachteile eingerichtet, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt (ISO 14001-Zertifizierung, Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung, Umweltüberwachung, Erhaltung der biologischen Vielfalt), und zur Einhaltung der für sie geltenden Vorschriften zur Begrenzung der Nachteile.

Die Analyse der Erfahrungswerte 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 Nachteile zeigen, dass:

Das Kernkraftwerk ist so organisiert, dass es unter Berücksichtigung der Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt, jederzeit die Einhaltung der Vorschriften gewährleistet. So hat das Kernkraftwerk Maßnahmen zu allen identifizierten Anforderungen im Bereich des Compliance-Managements eingeführt und überwacht deren Umsetzung. Darüber hinaus setzt es die Analyse der Anforderungen fort, deren Konformitätsstatus noch zu definieren ist.

Das Management bedeutender Ereignisse ist gut in das integrierte Managementsystem des Kernkraftwerks integriert. Für alle Ereignisse, die während des Berichtszeitraums am Standort erfasst wurden, wurden Korrekturmaßnahmen eingeleitet, deren Wirksamkeit durch das Ausbleiben von Wiederholungen belegt wird.

Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die festgelegten Anforderungen in Bezug auf EIPi sowie die damit verbundenen Bestimmungen für die Wartung und Überwachung vor Ort einzuhalten. Die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen zeigen, dass alle vorgesehenen Wartungs-, Kontroll- und Testmaßnahmen vor Ort fristgerecht durchgeführt wurden.

Die Bilanz der Abwasserableitungen des Kernkraftwerks Bugey für den betrachteten Zeitraum hat keinen Hinweis auf einen signifikanten Anstieg der Ableitungen ergeben, weder schrittweise noch wiederholt, dessen Ursache ein wiederholter oder unbehandelter Materialausfall gewesen wäre. Es wurden keine Anlagen identifiziert, die nicht als EIPi klassifiziert sind, aber zum Schutz der Interessen beitragen und daher in die EIPi-Liste des Kernkraftwerks aufgenommen werden müssten.

Die Bilanz der Wärmeabgaben für den Zeitraum 2013–2022 zeigt, dass das Kernkraftwerk die gesetzlichen Grenzwerte im betrachteten Zeitraum eingehalten hat.

Die Bilanz der Abfallbewirtschaftung für den Zeitraum 2013–2022 zeigt, dass das Kernkraftwerk Fortschritte bei der Abfallbewirtschaftung erzielt hat.

Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die Einhaltung der geltenden Vorschriften zu kontrollieren und die Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt, zu begrenzen.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

2	AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN	323
2.1	ANALYSE DER LEISTUNG DER MASSNAHMEN ZUR VERHÜTUNG UND VERRINGERUNG DER AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN DURCH DAS KERNKRAFTWERK IM HINBLICK AUF DIE WIRKSAMKEIT DER BESTE VERFÜGBAREN TECHNIKEN	323
2.2	ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER UMGEBUNG DES STANDORTS	326
2.2.1	ANALYSE DES CHEMISCHEN UND ÖKOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER UMGEBUNG DES STANDORTES	326
2.2.2	ANALYSE DES STRALUNGSTISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER UMGEBUNG DES STANDORTS	328
2.3	ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AUF DEM GELÄNDE (BODENZUSTAND).....	329
2.4	ELEMENTE, DIE EINE ÜBERPRÜFUNG DER AUSSTOßGRENZWERTE DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES GENANNTE STOFFE ERMÖGLICHEN	332
2.5	BILANZ DER DURCHGEFÜHRTE STUDIEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN STUDIEN UND VORAUSSICHTLICHER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE	333
2.6	ELEMENTE, DIE EINE ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER STÄNDIGEN KONTROLLE DER RADIOAKTIVITÄT ODER DER VERDOPPELUNG DER MESSKETTEN ERMÖGLICHEN.....	339
2.7	MESSUNG DER LÄRMEINWIRKUNG DES KERNKRAFTWERKS	340
3	FAZIT ZUM THEMENBEREICH „NACHTEILE“	343

2 AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN MIT SICH BRINGT

2.1 ANALYSE DER LEISTUNG DER MASSNAHMEN ZUR VERHÜTUNG UND VERRINGERUNG DER AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN DURCH DAS KERNKRAFTWERK IM HINBLICK AUF DIE WIRKSAMKEIT DER BESTE VERFÜGBAREN TECHNIKEN

Artikel 1.3.1 der Umweltentscheidung besagt: „Der Betreiber führt regelmäßig eine Analyse der Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der Auswirkungen und Belästigungen durch, die durch die Kernanlage verursacht werden, im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken in [...]“.

Die Analyse der Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der Auswirkungen und Belästigungen durch das Kernkraftwerk Bugey im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken, die sogenannte BVT-Analyse, befasst sich mit den Konstruktionsvorkehrungen, den Betriebsverfahren und den Optimierungsmaßnahmen, die EDF im Kernkraftwerk Bugey umgesetzt hat.

Der Umfang der MTD-Analyse wird unter Berücksichtigung der in Artikel 4.1 des INB-Erlasses genannten Nachteile in Anwendung des in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschriebenen Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit zu den Herausforderungen festgelegt. Die Nachteile, die das Kernkraftwerk Bugey für die im Rahmen dieser Analyse berücksichtigten geschützten Interessen mit sich bringt, stehen im Zusammenhang mit:

- Entnahme und Verbrauch von Wasser;
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer;
- Wärmeabgabe;
- radioaktive und konventionelle Abfälle;
- Belästigungen durch Lärmemissionen;
- Belästigungen durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen.

Die MTD-Analyse befasste sich mit:

- die Ableitung radioaktiver und chemischer Abwässer, Abfälle und Lärmemissionen, die durch die Anlagen im Zusammenhang mit dem Kernkraftwerks- und konventionellen Kraftwerksbereich verursacht werden (siehe Abbildung 33 und Abbildung 34)²⁴ ;
- die Wasserentnahme und den Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer und die Abfälle, die durch die Hilfsanlagen des konventionellen Blocks verursacht werden;
- die Nachteile und die Abfallerzeugung durch die Kältequelle, insbesondere:
 - Wasserentnahme und -verbrauch sowie Wärmeabgabe bei Reaktoren mit offener Kühlung (siehe Abbildung 33);
 - Wasserentnahme und -verbrauch, Einleitung chemischer Abwässer, Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Wärmeabgabe, Abfälle und Lärmemissionen bei Reaktoren mit geschlossenem Kühlkreislauf (siehe Abbildung 34).

²⁴ Es ist zu beachten, dass das Kernkraftwerk Bugey hinsichtlich seines Kühlsystems eine Besonderheit aufweist: Die Reaktoren 2 und 3 werden durch einen offenen Kreislauf gekühlt, während die Reaktoren 4 und 5 durch einen geschlossenen Kreislauf gekühlt werden.

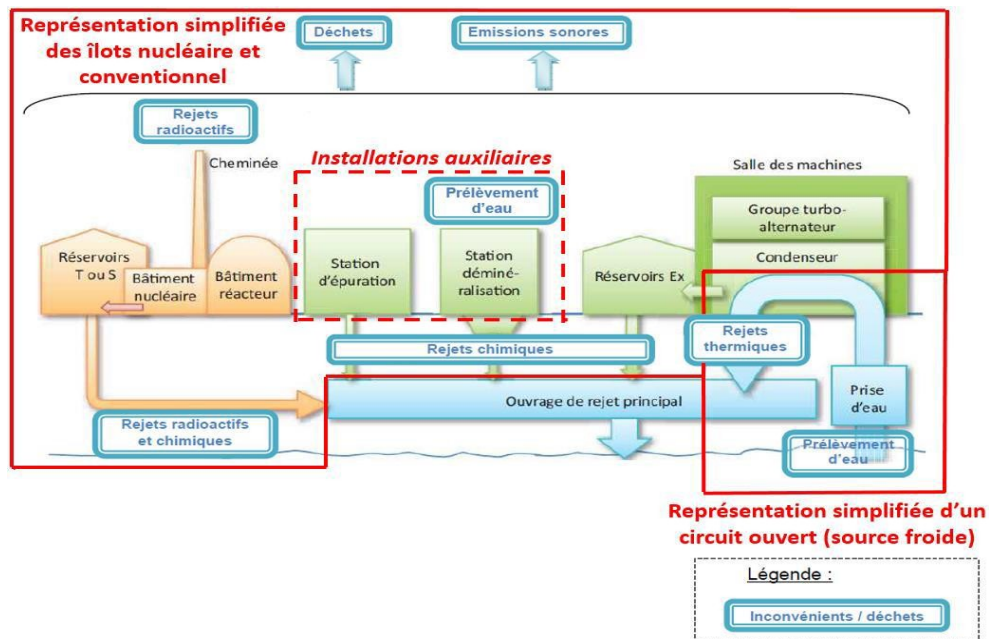


Abbildung 33: Schematische Darstellung eines REP-Kernkraftwerks am Flussufer mit offener Kühlung

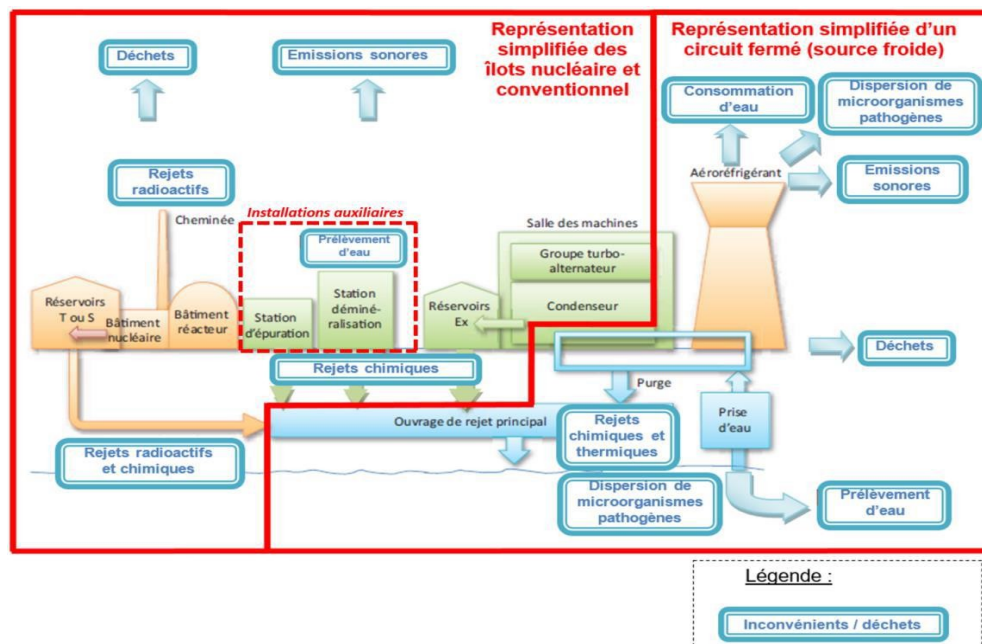


Abbildung 34: Schematische Darstellung eines REP-Kernkraftwerks am Flussufer mit geschlossener Kühlung

Die durchgeführte MTD-Analyse zeigt, dass die Vermeidung und Verringerung der durch das Kernkraftwerk Bugey verursachten Nachteile und Abfälle durch eine Reihe von Maßnahmen in den Bereichen Konzeption, Betrieb und Überwachung gewährleistet sind. Diese Maßnahmen wurden im Laufe der Jahre optimiert, um den Entwicklungen in den Bereichen Umwelt, Technik und Vorschriften Rechnung zu tragen. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, deren Ziel es war, unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Auflagen, regulatorischen Anforderungen und Kosten ein optimales Gesamtkonzept zu definieren.

Darüber hinaus ermöglichen die Beobachtung technologischer Entwicklungen sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfäden die Validierung der technischen und strategischen Entscheidungen von EDF. Sie tragen auch zur kontinuierlichen Verbesserung der Umweltleistung des Kernkraftwerks Bugey bei.

Fazit:

- Auf Ebene des Kernkraftwerks (prozessbezogene Anlagen und Hilfsanlagen) entsprechen die technischen Vorkehrungen und Betriebsverfahren zur Vermeidung und Verringerung von Ableitungen den international anerkannten und umgesetzten Standards. Insbesondere bei den prozessbezogenen Anlagen des Kernkraftwerks und des konventionellen Kraftwerks sind die Emissionen des Kernkraftwerks Bugey mit denen internationaler Kernkraftwerke zur Stromerzeugung vergleichbar.
- Auf Standortebene wird die Abfallbewirtschaftung von der Entstehung bis zur Entsorgung entsprechend den als beste verfügbare Techniken (BVT) identifizierten Entsorgungs- und/oder Behandlungsverfahren optimiert. Die Analyse der Erfahrungen des Parks und der von ausländischen Betreibern getroffenen Maßnahmen ermöglicht einen Überblick über bewährte nationale und internationale Praktiken und trägt zum kontinuierlichen Verbesserungsprozess innerhalb von EDF bei.
- Im Allgemeinen wird die Kontrolle der Lärmemissionen einerseits durch die Einführung von Maßnahmen zur Begrenzung des Geräuschpegels der Anlagen und andererseits durch die Überprüfung der Einhaltung der vorgeschriebenen Geräuschpegel durch regelmäßige Messkampagnen gewährleistet.
- Für die Hilfsanlagen des konventionellen Blocks (insbesondere die Anlage zur Herstellung von demineralisiertem Wasser) ermöglichen die vom Kernkraftwerk Bugey getroffenen Vorkehrungen hinsichtlich der Auslegung, des Betriebs und der Überwachung, die mit der Entnahme und dem Verbrauch von Wasser verbundenen Nachteile zu begrenzen.
- Für den Teil der Kältequelle entsprechen die getroffenen Maßnahmen hinsichtlich der Konzeption und des Betriebs in Bezug auf die Wasserentnahme und den Wasserverbrauch sowie die Wärmeabgabe den Empfehlungen des BREF^{ICS25} und anerkannten internationalen Leitfäden.
- Ebenso entsprechen die umgesetzten Konstruktions- und Betriebsvorschriften für chemische Ableitungen aus der Kältequelle, wie beispielsweise durch Biozidbehandlungen verursachte Ableitungen, 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 gemäß den Empfehlungen des BREF ICS und internationaler Leitfäden gewährleistet.

Die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die das Kernkraftwerk Bugey für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der Umweltproblematik und der lokalen Zwänge des Kernkraftwerks Bugey dessen Gesamtumweltleistung es erlaubt, alle umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den besten verfügbaren Techniken (BVT) anzusehen.

²⁵ Referenzdokument zur Anwendung der besten verfügbaren Techniken auf industrielle Kühlsysteme – Europäische Kommission – 2001.

2.2 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER UMGEBUNG DES STANDORTS

Gemäß Artikel 3.3.6 der Umweltentscheidung „führt der Betreiber regelmäßig eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in Bezug auf die Anlage und ihre Umgebung durch, die in einem angemessenen Verhältnis zur Tätigkeit und den Herausforderungen steht“.

Die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts erfolgt auf der Grundlage der Daten aus der kontinuierlichen Umweltüberwachung. Sie ist in Teil II – Kapitel II – § I-2.2.1 und I-2.2.2 dargestellt.

Für die chemische und radiologische Beschaffenheit der Umwelt am Standort sind die Böden (Aufnahmemedium) die am besten geeignete Matrix für diese Analyse. Sie wird in Teil II – Kapitel II – § I-2.3, I des Artikels 3.3.7 der Umweltentscheidung vorgestellt, der außerdem Folgendes vorsieht: „Bei Tätigkeiten, die mit der Erzeugung, Verwendung und Freisetzung radioaktiver oder nicht radioaktiver Stoffe verbunden sind, die den Boden und das Grundwasser kontaminieren können, umfasst die in Artikel 3.3.6 genannte Analyse einen Bericht über den Zustand der Böden der Anlage.“

2.2.1 Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts

Die Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts Bugey umfasste eine räumlich-zeitliche Analyse des aquatischen Ökosystems oberhalb und unterhalb des Standorts, um festzustellen, ob Unterschiede zwischen den Überwachungsstationen bestehen, und um zu überprüfen, ob die flüssigen und thermischen Einleitungen des Standorts keinen wahrnehmbaren Einfluss auf die aufnehmende Umwelt (Fluss Rhône) haben.



Abbildung 35: Lage der Umweltüberwachungsstationen oberhalb und unterhalb des Standorts Bugey (die Stationen an der Einleitungsstelle sind nicht dargestellt). © Hintergrundkarte: Géoportail.

Die Überwachung der aquatischen Umwelt in der Umgebung des Standorts Bugey basiert auf der Beobachtung chemischer, physikalisch-chemischer und biologischer Parameter im Zeitraum 2009–2018. Anhand einer vergleichenden Analyse zwischen den Stationen oberhalb des Standorts (außerhalb des Einflussbereichs der Einleitungen) und den Stationen unterhalb des Standorts lassen sich die Umweltauswirkungen des Standorts auf die Rhône bewerten (siehe Abbildung 35).

Die vom Kernkraftwerk Bugey durchgeführte chemische und physikalisch-chemische Überwachung umfasst einerseits Parameter, die kontinuierlich mit Multiparametersonden gemessen werden (Temperatur, Leitfähigkeit, pH-Wert und gelöster Sauerstoff), und andererseits Parameter, die punktuell gemessen werden (monatliche oder vierteljährliche Messkampagnen). Die Wassertemperatur und der gelöste Sauerstoff (der stark mit der Temperatur zusammenhängt) sind die einzigen physikalisch-chemischen Parameter, die einen Unterschied zwischen Ober- und Unterlauf aufweisen. Die unterlaufende Temperaturmessstation befindet sich auf Höhe der Warmwasserader, die am rechten Ufer der Rhône durch die Wärmeabgabe des Standorts entsteht.

Die gemessene Temperaturdifferenz zwischen dieser Warmwasserader und der stromaufwärts gelegenen Station beträgt durchschnittlich 5,3 °C (berechnet auf der Grundlage der Analyse der Daten aus dem Zeitraum 2009-2018, die für den Abschnitt „Referenznachteile“ für Reaktor Nr. 2 erstellt wurde). Nach vollständiger Vermischung in der Rhône zeigen die berechneten Werte jedoch eine durchschnittliche Erwärmung von 2,1 °C und eine Höchsttemperatur von 26 °C. Die Wärmeabgabe führt zu leicht niedrigeren Konzentrationen an gelöstem Sauerstoff stromabwärts, die jedoch weiterhin den Bedürfnissen der Fischfauna entsprechen (durchschnittlich 9,84 mg/l stromabwärts). Bei allen Parametern, die durch punktuelle Messungen untersucht wurden (Schwebstoffe, Mineralsalze, organische und oxidierbare Stoffe, Stickstoffstoffe, Phosphorstoffe, Metalle, Biozide, Korrosionsinhibitoren und Reinigungsmittel), zeigt keiner einen nennenswerten Unterschied in den Konzentrationen zwischen den stromaufwärts und stromabwärts gelegenen Messstationen. Abgesehen von der Temperatur und dem gelösten Sauerstoff in der heißen Ader, die aus den Ableitungen des Standorts stammt, hat der Betrieb des Standorts Bugey somit keine signifikanten Auswirkungen auf die physikalisch-chemische und chemische Qualität des Wassers der Rhône.

Die Untersuchung des Phytoplanktons ermöglicht eine Abschätzung der Primärproduktion des Flusses. Die zwischen 2016 und 2018 im Bereich des Standorts Bugey durchgeführten Messungen von Chlorophyll a und Phäopigmenten zeigen eine geringe Konzentration dieses Kompartiments. Dies spiegelt das Fehlen von Belastungen durch Algenblüten oder Eutrophierungsphänomene in diesem Abschnitt wider. Der biologische Diatomeenindex (IBD), ein standardisiertes Instrument zur Bewertung der Wasserqualität, zeigt eine gute ökologische Qualität ohne nennenswerte Unterschiede zwischen den stromaufwärts und stromabwärts gelegenen Messstationen, was darauf hindeutet, dass der Standort Bugey keine Auswirkungen auf den Algenbereich hat.

Die Untersuchung der Makroinvertebraten, die im Zeitraum 2009–2018 durchgeführt wurde, zeigt eine geringe Unterscheidung zwischen Ober- und Unterlauf des Standorts, die durch die Wärmeabgabe verursacht sein dürfte. Die relative Häufigkeit der thermischen Gilden ist jedoch kaum beeinträchtigt, was darauf hindeutet, dass diese Strukturierung gering bleibt. Der Rückgang der taxonomischen Vielfalt stromabwärts ist vermutlich auf die Kombination aus Wärmeabgabe und hohen Temperaturen im Sommer zurückzuführen. Die ökologische Vielfalt und Qualität bleibt in diesem gesamten Abschnitt der Rhône gut bis sehr gut. Der verwendete biologische Index (IBGA-DCE) zeigt, dass die Bedingungen für die Entwicklung von Makroinvertebraten günstig sind.

Die Entwicklung der Fischpopulationen wird für den Zeitraum 2009–2018 bewertet. Diese Populationen weisen zwischen den verschiedenen Stationen strukturelle Veränderungen auf, doch der Einfluss des Standorts auf diese Strukturierung ist schwer zu quantifizieren. Sie resultiert wahrscheinlich aus einer Kombination von Faktoren, die mit den Entnahmestationen (Vielfalt der lokalen Lebensräume, hydrodynamische Bedingungen) und thermischen Faktoren zusammenhängen. Die Größe der Jungfische des Jahres ist bei den meisten Arten an der stromabwärts gelegenen Station größer, was auf eine Beschleunigung des Wachstums durch die Temperatur hindeutet. Die Berechnung des Flussfischindex (IPR) ab 2015 an den stromaufwärts und stromabwärts gelegenen Stationen des Standorts Bugey zeigt sehr zufriedenstellende Entwicklungsbedingungen für die Fischfauna. Abgesehen von einem leichten Temperatureffekt zeigen die Ergebnisse der Untersuchung der Fischbestände und Makroinvertebratengemeinschaften keine Auswirkungen auf die Funktionsweise des Standorts Bugey.

Die beobachteten räumlich-zeitlichen Unterschiede bei den biologischen Parametern (Fische und Makroinvertebraten) sind vermutlich auf einen Temperaturanstieg stromabwärts, aber auch auf die lokalen Besonderheiten der Probenahmestellen (Habitatvielfalt, hydrodynamische Bedingungen) zurückzuführen.

Abgesehen von einem leichten Temperatureffekt an der hydroökologischen Messstation, der laut Erwärmungsberechnung nach der Durchmischung des Wassers stark abgeschwächt ist, zeigt die Analyse aller Daten zur Überwachung der aquatischen Umwelt in der Umgebung des Standorts im Zehnjahreszeitraum 2009 – 2018 keine erkennbaren Auswirkungen des Standorts Bugey auf das Ökosystem der Rhône.

2.2.2 Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts

Die Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts Bugey stützt sich auf die jährlichen und zehnjährigen radioökologischen Studien mit „geringer Hintergrundstrahlung“. Sie umfasst einen Vergleich der Analyseergebnisse, die beim ursprünglichen Referenzzustand (oder Nullpunkt) vor Inbetriebnahme des Kernkraftwerks erzielt wurden, mit denen, die bei der letzten zehnjährigen Bilanzierung erzielt wurden. Die wichtigsten Schlussfolgerungen dieser Analyse für den Zeitraum 2009–2018 lauten wie folgt:

- Die Radioaktivität in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Standorts Bugey ist überwiegend natürlichen Ursprungs und wird hauptsächlich durch Kalium 40 und Beryllium 7 verursacht.
- In der Umgebung des Standorts Bugey stammt die künstliche Radioaktivität hauptsächlich aus den Nachwirkungen des atmosphärischen Niederschlags durch Atomwaffentests, dem Unfall von Tschernobyl und in geringerem Maße auch dem Unfall von Fukushima. Diese Ereignisse in der Vergangenheit sind der Grund dafür, dass im Zeitraum 2009–2018 von Cäsium 134 und 137 und, ausschließlich aufgrund der Atomtests, von Strontium 90, Alpha-strahlenden Radionukliden (Plutonium 238, Plutonium 239 und 240 sowie Americium 241) Die Folgen der Atomtests in der Luft tragen ebenfalls zur Hintergrundaktivität von Tritium und Kohlenstoff 14 bei. Diese beiden Radionuklide entstehen übrigens auf natürliche Weise und gehören ebenfalls zu den Radionukliden, die in den Abgasen der Anlagen des Standorts in die Atmosphäre gelangen. Mit Ausnahme einer punktuellen Markierung mit Kohlenstoff 14 in der Nähe des Standorts wurde kein weiterer Beitrag der genehmigten Ableitungen von Abwässern aus dem Standort Bugey zu den in der terrestrischen Umwelt in der Umgebung des Standorts gemessenen Aktivitäten festgestellt. Eine Markierung mit freiem Tritium und organisch gebundenem Tritium aufgrund der Ableitung flüssiger Abfälle aus dem Standort ist in Getreide durch die Bewässerung der Kulturen nachweisbar. Die Auswirkungen der Ableitung von Abfällen aus dem Standort auf die terrestrische Umwelt sind vernachlässigbar.
- In der aquatischen Umwelt in der Umgebung des Standorts Bugey ist die künstliche Gammastrahlung hauptsächlich auf Cäsium 137 zurückzuführen, das aus dem atmosphärischen Niederschlag von Atomwaffentests und dem Unfall von Tschernobyl stammt, sowie in geringerem Maße aus den genehmigten Einleitungen flüssiger Abwässer aus dem Standort Bugey (in den Wasserschaumstoffen in der Nähe des Standorts). Die 2011 gemessenen Spuren von Cäsium 134 stammen aus dem Fallout des Unfalls von Fukushima. Strontium 90 und die in der aquatischen Umwelt nachgewiesenen Alpha-Strahler, die nicht in den Ableitungen flüssiger Abfälle des Standorts enthalten sind, stammen aus dem Fallout früherer Atomtests in der Luft. Das stromaufwärts und stromabwärts des Standorts nachgewiesene Jod 131 stammt aus der medizinischen Verwendung dieses Radionuklids. Leuchtfarben, die Tritium enthalten, insbesondere in der stromaufwärts des Standorts angesiedelten Schweizer und französischen Uhrenindustrie, sind die Ursache für die Tritiumbelastung der aquatischen Umwelt. Die genehmigten Einleitungen flüssiger Abwässer aus dem Standort Bugey sind die Ursache für den Nachweis künstlicher Gamma-emittierender Radionuklide (Kobalt 58 und 60, metastabiles Silber 110 und punktuell Mangan 54) und einer Kohlenstoff-14-Markierung. Die genehmigten Einleitungen flüssiger Abwässer aus dem Standort Bugey sind Ursache für eine Markierung mit freiem Tritium und organisch gebundenem Tritium, die sich mit der Markierung aufgrund der Präsenz der Uhrenindustrie stromaufwärts des Standorts überlagert. Das sporadische Vorkommen von Mangan 54 stromaufwärts des Standorts steht im Zusammenhang mit den Einleitungen flüssiger Abwässer aus dem Standort Creys-Malville. Die von 2009 bis 2018 durchgeführte hydroökologische Überwachung in der Umgebung des Standorts Bugey zeigt keine ungewöhnlichen Veränderungen des Zustands der aquatischen Umwelt, die auf den Betrieb des Kernkraftwerks zurückzuführen sind.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Radioaktivität in der Umwelt und im Wasser in der Umgebung des Standorts Bugey überwiegend natürlichen Ursprungs ist und seit dem Referenzzustand stabil geblieben ist. Die künstliche Radioaktivität in der Umgebung des Standorts ist hauptsächlich auf den globalen atmosphärischen Niederschlag von Atomtests sowie auf die genehmigten Ableitungen radioaktiver Abwässer aus den Anlagen stromaufwärts an der Rhône und aus denen des Standorts zurückzuführen. Die Auswirkungen der Ableitungen radioaktiver Abwässer aus dem Standort auf die Umwelt sind vernachlässigbar. Diese Schlussfolgerungen wurden durch die von 2019 bis 2022 durchgeführten Überwachungsmaßnahmen bestätigt.

2.3 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AUF DEM STANDORT (BODENZUSTAND)

Gemäß Artikel 3.3.7 der Umweltentscheidung „umfasst die in Artikel 3.3.6 genannte Analyse für Tätigkeiten, die mit der Erzeugung, Verwendung und Ableitung radioaktiver oder nicht radioaktiver Stoffe verbunden sind, die den Boden und das Grundwasser kontaminieren können, einen Bericht über den Zustand der Böden der Anlage“.

Die Analyse des Bodenzustands des Kernkraftwerks Bugey stützte sich auf die Umweltdaten des Standorts, die aus der Überwachung des Grundwassers und den durchgeführten Bodenuntersuchungen stammen.

- Der Standort Bugey ist ein Sedimentstandort, der durch sandig-kiesige Schwemmböden mit einer Mächtigkeit von 6 bis 14 Metern gekennzeichnet ist, die entweder an Ort und Stelle oder als Aufschüttung vorliegen. Unter diesen Böden besteht das Untergrundgestein aus wenig durchlässiger Molasse, die unter den direkt darauf gegründeten Kerninseln eine „Kuppel“ bildet. In bestimmten Bereichen des Standorts liegen zwischen den oberflächlichen Schwemmlandablagerungen und dem Molasse-Untergrund zwei Schichten aus Ton bzw. „Puddingstein“ dazwischen. Im Bereich des Kernkraftwerks gibt es zwei Grundwasservorkommen, ein freies Grundwasser im oberflächennahen Schwemmland und ein Grundwasser im Molasse. Das Grundwasser aus dem Schwemmland fließt im Wesentlichen von Norden nach Süden/Südosten und wird durch die Rhône abgeleitet.
- Seit seiner Inbetriebnahme wird der Standort Bugey einer qualitativen und quantitativen Überwachung des Grundwassers in allen INB des Standorts unterzogen. Diese Überwachung wurde im Laufe des Betriebs weiterentwickelt, um sie an die baulichen Veränderungen und die Entwicklung der gesetzlichen Anforderungen anzupassen. Sie wurde auch optimiert, um den Gebieten von Interesse Rechnung zu tragen. Die Untersuchung aller im Rahmen der Grundwasserüberwachung zwischen 2014 und 2018 durchgeführten Messungen umfasste die Ergebnisse von etwa 20.000 Analysen, die an 44 Piezometern (davon 36 Piezometer, die im Rahmen der behördlichen Überwachung überwacht wurden) durchgeführt wurden. Sie ergab Überschreitungen der Grundwasserüberwachungsgrenzwerte für folgende Parameter:
 - Natrium, Sulfate, Leitfähigkeit. Diese Überschreitungen stehen im Zusammenhang mit dem Betrieb der Entmineralisierungsanlage und wurden im Oktober 2015 als bedeutendes Umweltereignis gemeldet. Nach der Feststellung von Undichtigkeiten und der Durchführung entsprechender Arbeiten sind die Natrium- und Sulfatkonzentrationen wieder unter die Untersuchungswerte (S1) gesunken, die für eine Grundwasserverschmutzung repräsentativ sind.
 - Spurenelemente (Aluminium, Arsen, Cadmium, Chrom, Kupfer, Nickel, Blei, Zink, Quecksilber). Die Überschreitungen der Grenzwerte für Spurenelemente hängen mit den lokalen geologischen Gegebenheiten (Vorhandensein von Ton im südlichen Teil des Kernkraftwerks) und der Beschaffenheit der vorhandenen Aufschüttungen zusammen.
 - Nitrate. Die Überschreitungen der Nitratwerte wurden an einem Piezometer oberhalb des Standorts gemessen und sind daher auf eine externe Ursache zurückzuführen (Vorhandensein von landwirtschaftlichen Flächen oberhalb des Standorts).
 - Kohlenwasserstoffe. Im Jahr 2014 wurde stromabwärts der Entmineralisierungsanlage eine punktuelle Überschreitung des Schwellenwerts S1 (eine einzige Messung, die durch die nachfolgende Messung nicht bestätigt wurde) für Kohlenwasserstoffe festgestellt. Eine weitere Überschreitung des Schwellenwerts S1 wurde im Rahmen der 2021 durchgeführten zusätzlichen Erkundungskampagnen für Böden und Grundwasser festgestellt und führte im Februar 2022 zur Meldung eines umweltrelevanten Ereignisses (EIE).
 - Tritium. Tritiummarkierungen im Grundwasser waren Gegenstand von Meldungen über bedeutende Umweltereignisse (ESE) im Oktober 2012, Dezember 2014, Dezember 2017 und Januar 2023. Die vom Betreiber ergriffenen Korrekturmaßnahmen führten zu einer deutlichen Verringerung der Tritiumaktivität im Grundwasser, die seit März 2023 unter dem Untersuchungsgrenzwert S1 liegt.

Die Untersuchung der historischen und umweltbezogenen Daten des Untergrunds des Kernkraftwerks Bugey stützte sich auf Dokumentenrecherchen, Aussagen von Mitarbeitern des Kernkraftwerks, Besichtigungen der Anlagen und Bodenuntersuchungen sowie die Bodendiagnose vom Oktober 2019, ergänzt durch zusätzliche Boden- und Grundwasseruntersuchungen im Jahr 2021.

Im Rahmen dieser Studie wurden Markierungen im Boden identifiziert, die im Folgenden beschrieben werden:

- „ Wie im nationalen Verzeichnis radioaktiver Abfälle der ANDRA (Datenblatt Nr. RHO 59) erwähnt, haben Untersuchungen am „Butte de Bugey “ (INB 78) durchgeführten Untersuchungen haben eine radioaktive Quelle mit sehr geringer Massenaktivität aufgezeigt, die in den vergrabenen Ionenaustauscherharzen eingeschlossen geblieben ist, wie die Überwachung des Grundwassers in diesem Gebiet durch das Fehlen von Markierungen im Grundwasser um diesen Hügel herum zeigt.
- Ein Betriebsvorfall, der im Dezember 2017 als bedeutendes Umweltereignis (ESE) gemeldet wurde, führte dazu, dass im Februar 2018 und April 2018 Umweltuntersuchungen durchgeführt wurden, um mögliche Austritte von tritiumhaltigen Abwässern entlang der unterirdischen BONNA PTR-Leitung zu identifizieren. Von den 49 analysierten Bodenproben wiesen 10 Proben Werte auf, die über den Entscheidungsgrenzwerten für die Parameter Tritium, Cs 137 und/oder Co 60 lagen. Diese Überschreitungen wurden an bestimmten Punkten der BONNA PTR-Leitung (Verbindungsstelle zwischen Abschnitten, Verbindung zwischen Leitung und Gebäude sowie Hebeschacht) festgestellt. Durch Untersuchungen vor Ort an diesen einzelnen Stellen konnte der Bereich mit Undichtigkeiten identifiziert und die entsprechenden Reparaturen durchgeführt werden.

Diese Studie hat gezeigt, dass Untersuchungen im Bereich der INB Nr. 78 und 89 sowie in den vom Kernkraftwerk CNPE genutzten Bereichen im Bereich der INB Nr. 45 durchgeführt werden müssen, um zusätzliche Informationen zu erhalten, die für die Bewertung des Bodenzustands erforderlich sind.

Diese Bodenuntersuchungen wurden im Oktober 2019 durchgeführt und umfassten 69 Bodenproben in einer Tiefe von 4 bis 5 m sowie die Entnahme von 307 Bodenproben für chemische und radiologische Analysen.

Die Ergebnisse der chemischen Analysen zeigten, dass die entnommenen Proben innerhalb der festgelegten Vergleichswerte (basierend auf Daten aus verschiedenen Hintergrundquellen) für die untersuchten Parameter lagen, mit Ausnahme einiger Proben, die höhere Konzentrationen an Kohlenwasserstoffen, Haptionen (Nitrat, Orthophosphate, Sulfat), Kjeldahl-Stickstoff und Spurenmetallen (Arsen, Cadmium, Chrom, Kupfer, Nickel, Blei, Zink, Quecksilber) aufwiesen, die über den für diese Bodendiagnose festgelegten Vergleichswerten lagen:

- Gesamtkohlenwasserstoffe: Die beobachteten Markierungen verteilen sich auf drei Bereiche des Kernkraftwerks:
 - o Bereich A: in der Nähe des Entölers der Transformatoren TP/TS Tr 5 und TP/TS Tr 4.
 - o Bereich B: in der Nähe des Diesels Tr 3.
 - o Zone C: zwischen den Behältern SXS Tr 2/3 und den Transformatoren TP/TS Tr 2.

Die 2021-2022 durchgeführten Boden- und Grundwasseruntersuchungen haben gezeigt, dass in Zone C keine Auswirkungen auf die chemische Qualität des Grundwassers festgestellt wurden, und die im Laufe des Jahres 2021 durchgeführten Untersuchungen bestätigen nicht den zuvor im Boden gemessenen Kohlenwasserstoffgehalt.

Die höchsten Werte in den Zonen A und B wurden in einer Tiefe von 3 bis 4 m im Bereich der Grundwasserschicht gemessen.

Bei früheren vorbeugenden Wartungsarbeiten wurden Mängel an einer Betonabdeckung des Ölabscheiders der Transformatoren der Reaktoren Nr. 4 und 5 für Zone A und in einem Kohlenwasserstoff transportierenden Netz (SEH-Netze) für Zone B festgestellt und nach den Inspektionen repariert. Diese Mängel sind wahrscheinlich die Ursache für die beobachteten Markierungen.

Es wurden Analysen der durchgeführten Wartungsarbeiten und Untersuchungen der Kohlenwasserstoffe transportierenden Netze und Bauwerke in der Nähe der markierten Bereiche durchgeführt.

Diese Untersuchungen und Analysen der Wartungsunterlagen ermöglichten es, die Integrität der Netzwerke zu überprüfen und zu bestätigen, dass es keine Mängel mehr gibt, die die Ursache für die Markierungen erklären könnten.

- **Hauptionen und Kjeldahl-Stickstoff:** Die Konzentrationen der Hauptionen (Chloride, Sulfate, Nitrate, Orthophosphate, Ammonium) liegen überwiegend unter den Bestimmungsgrenzen des Labors und bleiben in allen Proben niedrig. Allerdings wurden vereinzelt Überschreitungen der Vergleichswerte für die Parameter Sulfat und Kjeldahl-Stickstoff festgestellt, die jedoch keinen offensichtlichen Zusammenhang mit den Aktivitäten des Kernkraftwerks aufweisen.
- **Metallische Spurenelemente:** Die Ergebnisse der Bodenuntersuchungen zeigten vereinzelt Konzentrationen, die über den Vergleichswerten für Metalle lagen, wobei in einigen Fällen die RMQS-Werte (Réseau de Mesure de la Qualité des Sols, Netzwerk zur Messung der Bodenqualität) überschritten wurden. Das Vorhandensein dieser metallischen Spurenelemente im Boden hängt hauptsächlich mit dem geochemischen Hintergrund des Standorts zusammen. Die beobachteten Überschreitungen, vor allem in den Oberflächenböden, hängen wahrscheinlich mit der Beschaffenheit der Aufschüttungen zusammen.

Die Ergebnisse der radiologischen Kontrollen vor Ort (Dosisleistung und Oberflächenkontamination) an den entnommenen Materialien und der radiologischen Laboranalysen haben keine radiologische Markierung in den untersuchten Bereichen ergeben.

Zusammenfassend lassen sich aus den Ergebnissen der im Rahmen der Bodenuntersuchung des Kernkraftwerks Bugey durchgeführten Analysen folgende Schlussfolgerungen ziehen:

- **In Bezug auf die Böden:**
 - ein radioaktiver Ausgangsstoff mit sehr geringer spezifischer Aktivität, der in den unterirdischen Ionenaustauscherharzen des „Hügels von Bugey“ (INB 78) eingeschlossen ist und im nationalen Inventar radioaktiver Abfälle der ANDRA (Datenblatt Nr. RHO 59) im Rahmen des Nationalen Plans zur Entsorgung radioaktiver Stoffe und Abfälle (PNGMDR) aufgeführt ist. Letztere wird im Rahmen der behördlichen Überwachung des Grundwassers kontrolliert und hat keine radiologische Markierung ergeben.
 - Bei Untersuchungen im Rahmen des im Dezember 2017 gemeldeten bedeutenden Umweltvorfalls wurden an bestimmten Stellen entlang der BONNA PTR-Leitung Markierungen mit Co60 und Cs137 festgestellt. In diesem Bereich sind keine Managementmaßnahmen erforderlich.
 - Spurenelemente, die hauptsächlich im Oberboden festgestellt wurden, stehen vermutlich im Zusammenhang mit der Beschaffenheit der Aufschüttungen und erfordern keine Managementmaßnahmen.
 - Punktuelle Markierungen mit Sulfat und Kjeldahl-Stickstoff, die offenbar keinen Zusammenhang mit den Aktivitäten des Kernkraftwerks haben und keine Maßnahmen erfordern.
 - Kohlenwasserstoffmarkierungen wurden in drei verschiedenen Bereichen festgestellt, von denen einer keine Markierungen im Grundwasser aufwies. Die beiden anderen Bereiche werden durch zwei 2021 installierte Piezometer überwacht, um sicherzustellen, dass keine Migration in das Grundwasser stattfindet.
- **Im Grundwasser:**
 - Eine chemische Markierung (Natrium, Sulfat, Leitfähigkeit) an der Entmineralisierungsanlage, die 2015 Gegenstand einer Meldung eines bedeutenden Umweltereignisses war. Der Betreiber hat Korrekturmaßnahmen ergriffen, die Ende 2018 zu Konzentrationen unterhalb der Grenzwerte und Richtwerte für die Qualität geführt haben.
 - radiologische Markierungen (Tritium) im Zusammenhang mit Betriebsstörungen, die 2012, 2014, 2017 und 2023 als für die Umwelt bedeutsame Ereignisse gemeldet wurden. Die vom Betreiber ergriffenen Abhilfemaßnahmen und Korrekturmaßnahmen haben zu einer deutlichen Verringerung der Tritiumaktivitäten geführt, die seit März 2023 unter dem Untersuchungsgrenzwert S1 liegen. Für das im Januar 2023 gemeldete bedeutende Ereignis mit Auswirkungen auf die Umwelt werden derzeit Korrekturmaßnahmen umgesetzt.

2.4 ELEMENTE, DIE EINE ÜBERPRÜFUNG DER AUSSTOßGRENZWERTE DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES GENANNTEN STOFFE ERMÖGLICHEN

Artikel 4.1.11 des INB-Erlasses besagt: „Die Ableitung [...] der in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe darf nur erfolgen, wenn eine Entscheidung der ASN [...] Ableitungsgrenzwerte für diese Stoffe festlegt, die auf den vom Betreiber vorgelegten Nachweisen hinsichtlich der Optimalität dieser Ableitungen und der Akzeptanz ihrer Auswirkungen basieren. Die oben genannten 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 Bugey sind die von diesem Artikel betroffenen Stoffe Borsäure, Gesamtmetalle (Blei, Kupfer, Chrom, Nickel, Zink, Eisen, Mangan und Aluminium), Phosphate, Gesamtphosphor, Stickstoff (Ammonium, Nitrate, Nitrite, organischer Stickstoff) und AOX.

Die Grenzwerte für die Einleitung dieser Stoffe sind festgelegt in:

- Entscheidung Nr. 2014-DC-0443 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 15. Juli 2014 zur Festlegung der Grenzwerte für die Ableitung flüssiger und gasförmiger Abfälle aus Kernanlagen Nr. 45, 78, 89 und 173, die von Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) in der Gemeinde Saint-Vulbas (Departement Ain) betrieben werden, geändert durch die Entscheidung ASN Nr. 2022-DC-0727.
- Die Entscheidung Nr. 2014-DC-0442 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 15. Juli 2014 zur Festlegung der Vorschriften für die Entnahme und den Verbrauch von Wasser sowie für die Ableitung flüssiger und gasförmiger Abfälle aus Kernkraftwerken Nr. 45, Nr. 78, Nr. 89 und Nr. 173, die von Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) in der Gemeinde Saint-Vulbas (Departement Ain) betrieben werden, geändert durch die Entscheidung ASN Nr. 2022-DC-0726.

Die Methode zur Überprüfung der Freisetzungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe basiert auf zwei Schwerpunkten:

- Analyse der Erfahrungen mit den tatsächlichen Ableitungen des Kernkraftwerks im Zeitraum 2013–2022 im Vergleich zu den geltenden gesetzlichen Grenzwerten;
- Ermittlung des möglichen Bedarfs für den Betrieb der Reaktoren.

Anhand dieser beiden Aspekte kann gegebenenfalls ermittelt werden, bei welchen Stoffen die Freisetzungsgrenzwerte nicht mit den Anforderungen für den Betrieb der Reaktoren vereinbar sind.

Aufgrund der Erfahrungen mit den Ableitungen des Kernkraftwerks im Zeitraum 2014–2022 scheint es, dass die jährliche Grenzwerte für den Gesamtmetallfluss seit der Anwendung der Grenzwerteentscheidung Nr. 2014-DC-0443 jedes Jahr überschritten wurde.

Die durchgeführten Maßnahmen und Untersuchungen veranlassten EDF, 2017 bei der ASN einen Änderungsantrag gemäß Artikel 26 des Dekrets Nr. 2007-1557 vom 2. November 2007 über grundlegende kerntechnische Anlagen und die Kontrolle im Bereich der nuklearen Sicherheit und des Transports radioaktiver Stoffe (sogenanntes „Verfahrensdekret“) ein Änderungsgesuch ein, das sich auf die Änderung bestimmter Schwellenwerte für die Ableitung von Gesamtmetallen bezog. Dieses Dossier wurde von der Behörde für nukleare Sicherheit geprüft und führte zur Umsetzung der Entscheidung Nr. 2022-DC-0727, in der die aktualisierten Freisetzungsgrenzwerte für Metalle festgelegt sind. Die Analyse der Überprüfung der Freisetzungsgrenzwerte für regulierte Stoffe zeigt, dass die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Freisetzungsgrenzwerte mit den Anforderungen für den Betrieb von Reaktoren vereinbar sind.

2.5 BILANZ DER DURCHGEFÜHRTEN STUDIEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN STUDIEN UND VORAUSSICHTLICHER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE

Artikel 6.8 des INB-Erlasses sieht vor, dass „wenn Abfälle in einer Weise verpackt sind, die mit ihrer Aufnahme in die Lagerstätten, für die sie gemäß der Abfallbewirtschaftungsstudie vorgesehen sind, unvereinbar ist, der Betreiber die Verpackung so schnell wie möglich ändert. Erfordert diese Überarbeitung Voruntersuchungen, legt der Betreiber in Abständen, die von der Behörde für nukleare Sicherheit festgelegt werden, eine Bilanz der durchgeführten Untersuchungen, eine Übersicht über die noch durchzuführenden Untersuchungen und einen vorläufigen Zeitplan für die Umverpackung der Abfälle vor. Diese Informationen sind außerdem im Überprüfungsbericht enthalten.“

Die Konstruktionsprinzipien für Anlagen zur Behandlung (Centraco) und Lagerung (Andra) radioaktiver Abfälle haben zur Festlegung von Anforderungen an die Abfälle geführt, die sich aus den Herausforderungen der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Sicherheit in den verschiedenen Lebensphasen dieser Anlagen (Betrieb sowie Überwachung und Nachüberwachung für die Andra-Lagerstätten) ergeben.

Die Einhaltung dieser Anforderungen ist eine große Herausforderung, die sowohl von den Abfallerzeugern als auch von den industriellen Betreibern der Behandlungs- und Lagerungsanlagen geteilt wird. Sie werden vom Kernkraftwerk Bugey durch technische und organisatorische Maßnahmen umgesetzt, die zur Herstellung der Transportbehälter erforderlich sind. Die wichtigsten Phasen sind:

- die Sammlung der Abfälle an den Produktionsstätten;
- die Verpackung der Abfälle in von den Behandlungs- und Lagerungsbetrieben zertifizierten Behältern;
- die Kontrolle der in den Paketen enthaltenen Tätigkeit;
- Versand der Pakete an ein geeignetes Behandlungs- oder Lagerzentrum.

Mit all diesen Phasen des Abfallbewirtschaftungsprozesses sind verbunden:

- Sensibilisierung der Beteiligten, um die Einhaltung der Anforderungen der Wertschöpfungsketten zu gewährleisten;
- die Durchführung der technischen Kontrolle;
- Überwachung der Herstellung der Pakete.

Im Jahr 2015 wurde zwischen der Andra und den drei größten Erzeugern radioaktiver Abfälle, EDF, AREVA²⁶ und CEA, eine Arbeitsgruppe „Qualität der Verpackungen“ eingerichtet, um Verbesserungspotenziale bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle zu ermitteln und Verbesserungsmaßnahmen zu identifizieren, mit denen die Konformität der Verpackungen gewährleistet werden kann.

Diese Organisation zielt darauf ab, ein den Herausforderungen angemessenes Maß an Kontrolle zu gewährleisten, das sich nach den potenziellen Auswirkungen und Risiken möglicher Nichtkonformitäten oder Qualitätsmängel der Abfallpakete richtet.

Die seit 2013 im Kernkraftwerk Bugey beobachtete Verbesserung der Qualität der Abfallpakete ermöglicht es, die Wirksamkeit dieser Maßnahmen zu überprüfen.

Besondere Aufmerksamkeit gilt daher Betonbehältern, die im Mehrfachbarrierenkonzept des CSA eine wichtige Rolle spielen und erheblich zu dessen radiologischen Inventar beitragen.

²⁶ Jetzt Orano

Abbildung 36 zeigt die Entwicklung der Qualität der Betonhüllen-Transportbehälter des Kernkraftwerks Bugey im Zeitraum 2013–2022.

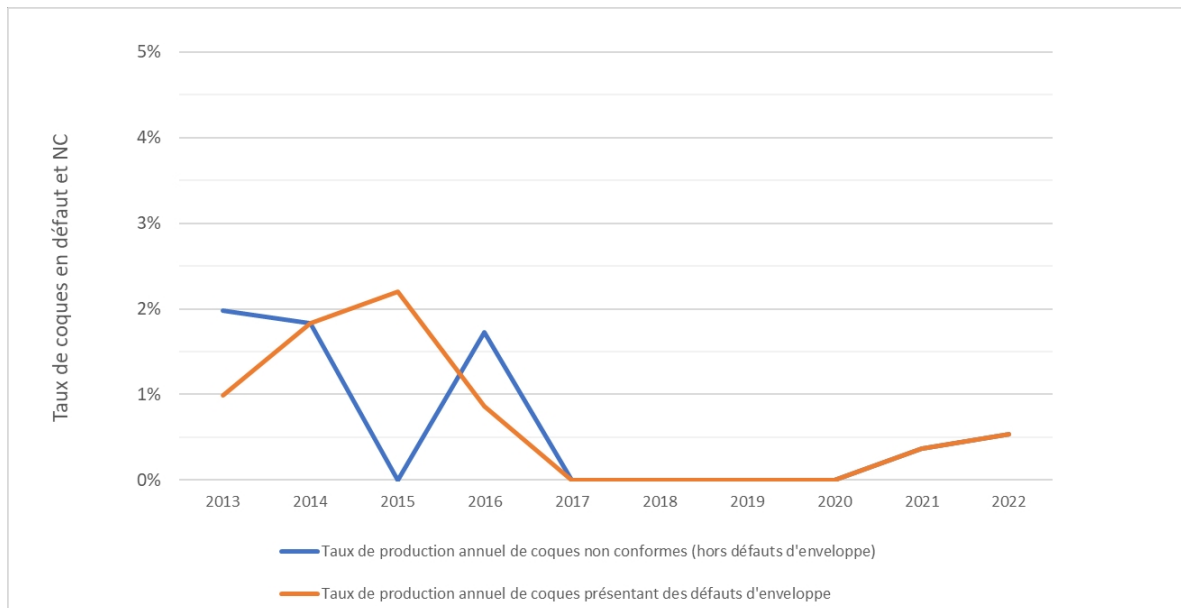


Abbildung 36: Entwicklung der Qualität der im Kernkraftwerk Bugey anfallenden Abfallhüllen im Zeitraum 2013–2022

Im Zeitraum 2013–2022 ist eine allgemeine Verbesserung der Qualität von Betonfertigteilen zu beobachten. Der Anteil der nicht konformen Schalen sank von 10 % im Jahr 2009 über 2 % im Jahr 2013 auf 0,5 % im Jahr 2022. Dieser Rückgang ging mit einer Verringerung der Anzahl nicht konformer Schalen einher, die weiterhin am Standort gelagert wurden.

Die Kontrolle der Qualität der Pakete trägt insbesondere dazu bei, sicherzustellen, dass diese zu den Behandlungs- und Lagerungsanlagen transportiert werden können, insbesondere wenn eine Rücknahme der Abfälle, die in einer Weise verpackt sind, die mit den Annahmebedingungen der Anlagen nicht vereinbar ist, nicht in Betracht kommt.

Es ist daher zu unterscheiden zwischen:

- einerseits die in verderblichen Behältern verpackten Abfälle ohne vorherige Immobilisierung, die zurückgenommen werden können, wenn sich herausstellt, dass das Paket nicht den Annahmespezifikationen der Verwertungsanlagen entspricht;
- andererseits Abfälle, die in dauerhaften Behältern verpackt sind, sowie Abfälle, die in verderblichen Behältern verpackt sind, die vor der Entsorgung immobilisiert werden und die nicht zurückgenommen werden können, wenn die Verpackung nicht den Annahmespezifikationen der Verwertungsanlagen entspricht.

Bei den erstgenannten Abfällen ist die Nichtübereinstimmung der Verpackung mit den Annahmebedingungen der Verwertungsanlagen somit reversibel. Die möglichen Einschränkungen im Zusammenhang mit ihrer Umverpackung (Anweisung zur Übernahme durch die Verwertungsanlage, Verfügbarkeit der Anlagen, Vorbehandlung, zusätzliche Charakterisierung usw.) erklären jedoch, warum Verpackungen dieser Art in den Anlagen vorhanden sind.

Für Letztere hat EDF eine Metallkiste (Zulassung 7BN) entwickelt und von der Andra genehmigen lassen, mit der die meisten Abfallbehälter, deren Verpackung eine Entsorgung in ihrem derzeitigen Zustand nicht zulässt, für die Lagerung geeignet gemacht werden können.

Die Mengen an Abfällen, die gemäß Modalitäten verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Verwertungsanlagen nicht vereinbar sind, und die weiterhin im Kernkraftwerk Bugey gelagert werden, sind daher begrenzt, insbesondere im Hinblick auf die im Berichtszeitraum angefallenen Abfallmengen.

Die Angaben zu den durchgeführten Studien, zum Stand der noch durchzuführenden Studien und zum voraussichtlichen Zeitplan für die Umverpackung von Abfällen, die gemäß Modalitäten verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Verwertungsanlagen unvereinbar sind, werden für jede Abfallart in den Tabellen 5, 6 und 7 aufgeführt.

*Tabelle 5: In dauerhaften und vergänglichen Behältern verpackte Abfälle mit vorheriger Immobilisierung –
Stand Ende 2022*

Abfalltyp	Anzahl der mit den Annahmespezifikationen der Branche unvereinbaren, gelagerten Gebinde	Gesamtzahl der produzierten Pakete [2013–2022]	Für die Wiederaufbereitung oder Entsorgung erforderliche Untersuchungen		Zeitplan
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Verdampferkonzentrate FA-VC	4	977	<i>Details siehe folgende Tabelle</i>		
Wasserfilter und technologische Abfälle MA-VC	26	443	<i>Details siehe folgende Tabelle</i>		
MA-VC-Harze	1	359	<i>Details siehe folgende Tabelle</i>		
Vorgekapselte Wasserfilter	0	3	<i>Details siehe folgende Tabelle</i>		
MA-VC-Schlämme	3	14	<i>Details siehe folgende Tabelle</i>		
Nicht konforme, wiederaufbereitete	0	15	<i>Nicht zutreffend</i>		

*Tabelle 6: Aufschlüsselung der in dauerhaften und verderblichen Behältern verpackten Abfälle mit vorheriger Immobilisierung
– Stand Ende 2022*

Rumpfnummer	Abfallart	Für die Wiederaufbereitung oder Entsorgung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan
		Durchgeführt	Noch durchzuführen	
3080903	Vorkapselte Wasserfilter	Charakterisierung des Gehäusefehlers (Absplitterung). Schale definiert als	Nicht zutreffend	Die Entsorgung erfolgt, sobald eine Charge von 5 Hüllen „91/94“ für den Versand freigegeben ist. Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2030
3111037	Wasserfilter	Charakterisierung des Gehäusefehlers. Gehäuse definiert als „91/94“.	Nicht zutreffend	Die Entsorgung erfolgt, sobald eine Charge von 5 Rumpfen „91/94“ für den Versand freigegeben ist. Voraussichtlicher Entsorgungstermin: 31.12.2024
3132105	Konzentrate	Charakterisierung der Hüllenfehler (mehrere Risse)	Ablehnung der Genehmigung 7BN und Validierung durch Andra. Verpackung in 7BN	Frist für die Ablehnung von 7BN: Ablehnung innerhalb von 12 Monaten nach Validierung der Überarbeitung von 7BN durch ANDRA. Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2027
3140011	Konzentrate	Charakterisierung des Mangels (Nichteinhaltung der DEA27). Durchführung einer Spektrometrie.	Beantragung einer Kostenübernahme bei der Andra.	Frist für die Einreichung des Antrags auf Kostenübernahme: 31.12.2024 Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2026
3150252	Schlämme	Charakterisierung des Defekts (kontaminierte Hülle). Dekontamination.	Erneuerung der Dekontamination.	Frist für die Dekontamination: 31.12.2025 Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2026.
3152483	Konzentrate	Charakterisierung der Mängel (Absplitterungen, Nichteinhaltung DP28 Verstopfung)	Beantragung einer Übernahme durch die Andra.	Frist für die Einreichung des Antrags auf Übernahme: 31.12.2024 Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2026
3152583	Schlämme	Charakterisierung des Mangels (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2030
3160078	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Zeitpunkt der Beseitigung: 31.12.2030
3160573	Schlämme	Charakterisierung des Mangels (kontaminierte Hülle). Dekontamination.	Erneuerung der Dekontamination.	Frist für die Dekontamination: 31.12.2025 Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2026
3160585	Konzentrate	Charakterisierung des Mantelfehlers (Riss). Mantel definiert als	Nicht zutreffend	Die Entsorgung erfolgt, sobald eine Charge von 5 Hüllen „91/94“ für den Versand freigegeben ist. Voraussichtlicher Abtransporttermin: 31.12.2024
3160982	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Zeitpunkt der Beseitigung: 31.12.2030
3171082	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h, dezentrierter Abfall)	Abklingen. Modalitäten für die Entsorgung nach dem Zerfall (im aktuellen Zustand oder in einem Behälter neu verpackt) sind noch zu klären.	Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2035
3171230	Wasserfilter	-	Modalitäten für die Entsorgung festlegen	Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2025
3171231	Wasserfilter	-	Festlegen der der Entsorgung	Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2025
3180544	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2025

²⁷ DEA: Beschreibung der Aktivitätsbewertung. Es handelt sich um ein Lastenheft. Jede Genehmigung hat ihr eigenes DEA, das festlegt, wie die Aktivität des Rumpfes bewertet werden muss.

²⁸ DP: Verfahrensbeschreibung. Es handelt sich um ein Lastenheft. Jede Genehmigung hat ihr eigenes DP, das sich auf den Teil „Verschluss“ oder „Blockierung“ des Rumpfes beziehen kann.

Rumpfnummer	Abfalltyp	Für die Aufbereitung oder Entsorgung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan
		Durchgeführt	Noch durchzuführen	
3181713	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Zeitpunkt der Beseitigung: 31.12.2025
3182353	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD des ungeschützten Abfalls bei 3 m über 10 mSv/h)	Abklingen	Ende des Zerfalls geschätzt auf 2025. Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2026
3182598	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD des ungeschützten Abfalls in 3 m Höhe über 10 mSv/h)	Abklingen	Das Ende des Zerfalls wird für 2026 geschätzt. Voraussichtlicher Ablauf der Entsorgung: 31.12.2027.
3191608	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2029.
3200203	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2029.
3200889	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD des ungeschützten Abfalls bei 3 m über 10 mSv/h)	Abklingen	Ende des Zerfalls geschätzt auf 2025. Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2026
3200976	Harze	Charakterisierung des Defekts (PBB ²⁹ -Spritzgusschale, Nichteinhaltung der DP-Sperre). Anfrage bei UTO ³⁰ zur Übernahme durch Andra.	Anweisung durch UTO zu den Modalitäten der Übernahme durch die Andra.	Voraussichtlicher Ablauf der Entsorgung: 31.12.2035
3201384	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2027.
3201399	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Zeitpunkt der Beseitigung: 31.12.2029.
3202001	Technologische Abfälle	Charakterisierung des Hüllenfehlers	Nicht zutreffend	Die Entsorgung erfolgt, sobald eine Charge von 5 Hüllen „91/94“ für den Versand freigegeben ist. Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2024.
3202084	Technologische Abfälle	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2027.
3202085	Konzentrate	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2027.
3210178	Technologische Abfälle Technologische	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abnahme	Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2029.
3210678	Wasserfilter	Charakterisierung des Gehäusefehlers (Absplitterung) + mit Bleistaub kontaminiert. Gehäuse als „91/94“ definiert.	Dekontamination	Die Entsorgung erfolgt, sobald eine Charge von 5 Hüllen „91/94“ für den Versand freigegeben ist. Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2024
3211182	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD des ungeschützten Abfalls bei 3 m über 10 mSv/h)	Abklingen	Ende des Zerfalls geschätzt im Jahr 2026. Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2027.
3211616	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2029.
3212135	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2029.
3220280	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Beseitigung: 31.12.2029.

²⁹ PBB: Zweikomponenten-Blockiermittel. PBB ist ein Produkt, das im Falle eines Unfalls während des Blockiervorgangs in eine 11BX-Hülle injiziert werden kann, um die Polymerisationsreaktion zu blockieren.

³⁰ UTO: Technische Betriebseinheit: EDF-Einheit, die auf nationaler Ebene für die Entsorgung nuklearer Abfälle zuständig ist.

Hüllrohmmummer	Abfalltyp	Für die Wiederaufbereitung oder Entsorgung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan
		Durchgeführt	Noch durchzuführen	
3220852	Wasserfilter	Charakterisierung des Defekts (DDD > 2 mSv/h)	Abklingen	Voraussichtlicher Termin für die Räumung: 31.12.2029.
3221139	Wasserfilter	Fehlerbeschreibung (Nichteinhaltung des DP-Blockierwerts und des DP-Verstopfungswerts)	Möglichkeit der Wiederaufbereitung in einem 7BN-Behälter prüfen	Frist für die Ablehnung des 7BN: Ablehnung innerhalb von 12 Monaten nach der Validierung der Überarbeitung des 7BN durch die ANDRA Voraussichtlicher Termin für die Entsorgung: 31.12.2027
5000361	Wasserfilter	Einholung einer Genehmigung zur Übernahme durch die ANDRA.	Überprüfung der Konformität des Rumpfes mit den in der Genehmigung zur Übernahme formulierten Anforderungen	Frist für die Studie: 30.06.2024. Bei Konformität: voraussichtlicher Termin für die Entsorgung 30.06.2025.
5000364	Wasserfilter	Einholung einer Genehmigung zur Übernahme durch die Andra.	Überprüfen Sie, ob die Schale den Anforderungen der Zulassung entspricht	Fälligkeit der Studie: 30.06.2024. Bei Konformität: voraussichtlicher Termin für die Entsorgung 30.06.2025.
5000365	Wasserfilter	Einholung einer Genehmigung zur Übernahme durch die Andra.	Überprüfung der Konformität des Rumpfs mit den in der Genehmigung zur Übernahme formulierten Anforderungen	Frist für die Studie: 30.06.2024. Bei Konformität: voraussichtlicher Termin für die Entsorgung 30.06.2025.
5000369	Wasserfilter	Einholung einer Genehmigung zur Übernahme durch die Andra.	Überprüfung der Konformität des Rumpfs mit den in der Genehmigung zur Übernahme formulierten Anforderungen	Frist für die Studie: 30.06.2024. Bei Konformität: voraussichtlicher Termin für die Entsorgung 30.06.2025.

Anmerkung: Ein Behälter wird als „91/94“ bezeichnet, wenn er einen Mangel aufweist, aufgrund dessen er direkt an die Andra abgegeben werden kann, jedoch in einem speziellen Bauwerk gelagert werden muss. Diese Behälter sind in Tabelle 6 grau hinterlegt, da sie nicht mit den Annahmespezifikationen der Branche vereinbar sind und daher nicht in Tabelle 5 berücksichtigt werden. Sie werden in Chargen von 5 Stück entsorgt und dürfen nicht mit Behältern gemischt werden, die nicht selbst „91/94“ sind, was zu Verzögerungen bei der Entsorgung führen kann.

Tabelle 7: In verderblichen Behältern verpackte Abfälle ohne vorherige Immobilisierung Situation Ende 2022

	Anzahl der Verpackungen, die nicht den Annahmespezifikationen der Branche entsprechen und am 31.12.2022 gelagert sind	Gesamtzahl der produzierten Gebinde [2013–2022]	Für die Wiederaufbereitung oder Entsorgung erforderliche Untersuchungen		Zeitplan für die Wiederaufbereitung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Metallabfälle TFA/FA-VC	0	95			
Verbrennbare feste Abfälle TFA/FA-VC	0	22 984			
Feste Abfälle FA-VC	0	5890			
Wasserfilter FA-VC	3	37		Entgasungstest für ANDRA (Steuerung UTO-DLOG)	Keine Aufbereitung, Entsorgung im Ist-Zustand nach Bestätigung des Entgasungstests.
Feste Abfälle FA-VC	0	52			
Feste Abfälle MA-VC	0	4			
Anionische Harze TFA	0	96			
Kationische Harze TFA	0	102			
Aktivkohle und TFA-Jodfallen	0	251			
Metallabfälle TFA	0	386			
Bauschutt TFA	0	351			
Verbrennbare flüssige Abfälle TFA/FA-VC	0	194			

2.6 ELEMENTE, DIE EINE ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER STÄNDIGEN KONTROLLE DER RADIOAKTIVITÄT ODER DER VERDOPPELUNG DER MESSKETTEN ERMÖGLICHEN

Artikel 3.2.18 der Umweltentscheidung besagt: „Radioaktive flüssige Abfälle werden hinsichtlich ihrer Aktivität kontinuierlich an der Ableitung kontrolliert. Diese Überwachung der Radioaktivität erfolgt mithilfe von zwei unabhängigen Messketten, die jeweils mit einem Alarm ausgestattet sind, der auf einen Schwellenwert für die Aktivitätsdichte eingestellt ist, dessen Auslösen eine automatische Unterbrechung der Ableitung bewirkt. Im Falle einer Vermischung gemäß Artikel

4.1.13 des oben genannten Erlasses vom 7. Februar 2012 zwischen radioaktiven flüssigen Abfällen und nicht radioaktiven flüssigen Abfällen, die kontinuierlich abgeleitet werden, erfolgt diese Überwachung an einer Stelle der Ableitung, die sich stromaufwärts der Mischstelle mit diesen anderen Abfällen befindet.“

Für Standorte, für die die Vorschriften keine permanente Überwachung oder Verdopplung der oben genannten Messketten vorsehen, werden Elemente bereitgestellt, um diese Vorschriften im Rahmen der Überprüfung gemäß Artikel 6.5 der Umweltentscheidung zu überprüfen: „Die in Artikel 3.2.18 Absatz 1 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 Prüfungsbericht gemäß Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs nach dem 1. Juli 2015 alle Elemente bei, die es der Behörde für nukleare Sicherheit ermöglichen, diese Vorschriften zu überprüfen.“

Die radioaktiven Flüssigkeitsabfälle des Kernkraftwerks Bugey werden vor ihrer Einleitung in die Vorverdünnungsanlage einer kontinuierlichen Aktivitätskontrolle unterzogen. Diese Kontrolle der Radioaktivität erfolgt mithilfe von zwei unabhängigen Messketten, die jeweils mit einem Alarm ausgestattet sind, der auf einen bestimmten Schwellenwert für die Volumenaktivität eingestellt ist und bei dessen Auslösung die Einleitung automatisch gestoppt wird.

Damit erfüllt das Kernkraftwerk Bugey die Anforderungen von Artikel 3.2.18 der Umweltentscheidung.

2.7 MESSUNG DER LÄRMEINWIRKUNG 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 seines Betriebs durch. Diese Messungen werden an vom Betreiber festgelegten Standorten durchgeführt, um die Einhaltung der Grenzwerte in den Bereichen zu überprüfen, in denen diese vorgeschrieben sind.“* In Absatz III dieses Artikels heißt es: *„Die Ergebnisse dieser Messungen werden dem in Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Bericht über die Überprüfung der Anlage beigelegt.“*

Am Standort Bugey wurde zwischen dem 30. September und dem 17. Oktober 2019 eine akustische Messkampagne durchgeführt.

Die Messstandorte werden so festgelegt, dass die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte³¹ in den Gebieten, in denen diese geregelt sind (ZER), beurteilt werden kann. So werden Umgebungslärmmessungen³² in den Wohngebieten durchgeführt, die den Lärmemissionen des Standorts am stärksten ausgesetzt sind, in einem Umkreis von maximal zwei Kilometern, in direkter Sichtlinie zu den Anlagen und in mehreren Richtungen um den Standort herum. Dadurch können die wichtigsten lokalen Windverhältnisse abgedeckt werden. Die Messungen an der Standortgrenze (LDS) werden in Richtung dieser Wohngebiete durchgeführt. Die Messstellen für den Restlärm³³ werden gemäß 6.6 der Norm NF S 31-010 zur Charakterisierung und Messung von Umgebungslärm festgelegt, um den Restlärmpegel eines Bereichs ohne Unterbrechung der Standortaktivitäten zu schätzen.

Alle diese Messstellen sind in Abbildung 37 dargestellt. Die Polygone „AMB X“ (AMB 1, 2, 3, 7 orange umrandet) entsprechen den Messstellen für Umgebungslärm, die „RES X“ (R 1, 2 (Tag), 3 (Tag) und 2/3 (Nacht), gelb umrandet) entsprechen den Messstellen für den Restlärm und die „LDS X“ (LDS 1, 2, 3, 7, grün umrandet) entsprechen den Standorten an der Standortgrenze (LDS).

³¹ Emergenz: Arithmetische Differenz zwischen Umgebungslärm und Restlärm. Sie wird in dBA angegeben.

³² Umgebungslärm: Gesamtgeräuschpegel, gemessen in der Umgebung. Er umfasst alle Geräuschquellen in der Umgebung, einschließlich der industriellen Geräuschquellen der Anlage. Er wird in dBA angegeben.

³³ Restgeräusch: Geräusch, das von allen Umgebungsquellen außer den industriellen Geräuschquellen der Anlage erzeugt wird. Es wird in dBA angegeben.

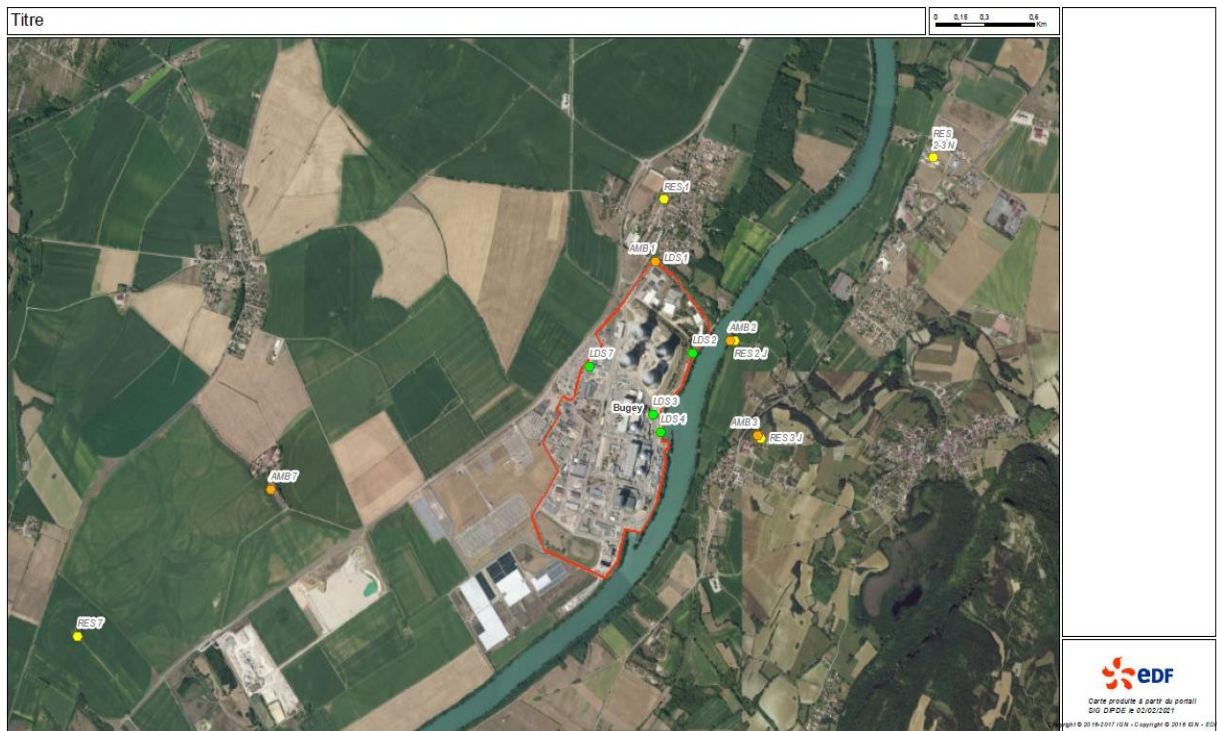


Abbildung 37: Lage der Messpunkte in der Umgebung des Standorts Bugey

Die Polygone „AMB“ entsprechen den Messorten für den Umgebungslärm. Es handelt sich um die Orte, die für die Bewertung der Konformität in ZER ausgewählt wurden. „ZER 1“, „ZER 2“, „ZER 3“ und „ZER 7“ entsprechen jeweils „AMB 1“, „AMB 2“, „AMB 3“ und „AMB 7“.

Die Berücksichtigung der standortspezifischen Einschränkungen (große Entfernungen zwischen Quellen und Empfängern, Unmöglichkeit, den Betrieb der Anlagen vollständig einzustellen) veranlasst EDF dazu, erhebliche Mittel einzusetzen, um repräsentative Messergebnisse zu erzielen. Die Messungen in der Umgebung des Standorts werden über einen langen Zeitraum (mindestens zwei Wochen) durchgeführt und durch eine Erfassung der Betriebsbedingungen der Anlagen ergänzt. Diese Messungen entsprechen der Norm NF S 31-010 „Charakterisierung und Messung von Umgebungsgeräuschen“ (Gutachterverfahren). Während der gesamten Messkampagne werden mit einem vor Ort installierten 3D-Schallanemometer detaillierte Wetterdaten erfasst. Damit können vor Ort jede Minute folgende Daten aufgezeichnet werden: durchschnittliche Windrichtung und -geschwindigkeit, Außentemperatur, Luftfeuchtigkeit und Windgradienten, potenzielle Temperatur und effektive Geschwindigkeit in Richtung der Messpunkte. Die ZER-Messungen werden in der Regel während der gesamten Dauer der Kampagne kontinuierlich durchgeführt, aber aufgrund ihres konservativen Charakters (insbesondere zulässige gesetzliche Grenzwerte und niedrigere Restgeräuschpegel) werden vorrangig die Ergebnisse der Nachtzeit (50 %-Fraktilindex integriert über Proben von etwa 9 Stunden zwischen 22 Uhr und 7 Uhr) herangezogen, um die Konformität der Standorte zu beurteilen.

Eine erste Analyse der Rohmessungen und der Betriebsbedingungen des Standorts ermöglicht es, die große Menge an Messungen zu sortieren, um die relevantesten auszuwählen: keine Störungen, die nicht für das gesamte Wohngebiet repräsentativ sind (z. B. Geräusche einer privaten Wärmepumpe) oder für eine übliche Situation (z. B. ein lokales Fest), Wetterbedingungen, die der Norm NF S 31-010 entsprechen (Windgeschwindigkeit unter 5 m/s, kein starker Regen), ausreichende Abdeckung der lokalen Ausbreitungsbedingungen in Verbindung mit den Wetterbedingungen und normalen Betriebsbedingungen des Standorts (maximale Anzahl von Reaktoren in Betrieb, stabiler Betrieb, keine außergewöhnlichen Ereignisse am Standort). Eine statistische Auswertung der ausgewählten Stichproben auf der Grundlage von 10 Jahren vor Ort erhobener Wetterdaten ermöglicht es dann, einen einzigen Lärmpegelwert für jeden Messort zu ermitteln.

Da die Messung allein nicht immer alle Beiträge zum Restlärm berücksichtigen kann, wird eine letzte Nachbearbeitung der Messungen mit der Open-Source-Software zur Modellierung der Ausbreitung in der Umwelt „Code_TYMPAN“ durchgeführt. Diese Software wird von EDF verwendet, um die Probleme des Industrie-Lärms aller seiner Produktionsanlagen zu untersuchen. Sie basiert auf standardisierten Berechnungsmethoden (ISO 9613 und NF S 31-133) und wurde anhand einer Reihe von Testfällen validiert. Die Modellierung des Kernkraftwerks stützt sich insbesondere auf die akustische Charakterisierung der wichtigsten Anlagen, die die gemessenen Schallpegel beeinflussen können: Diese Messungen werden je nach Art der Anlage und ihrer Zugänglichkeit gemäß den Normen ISO 9614-2, ISO 3744 oder ISO 10494 durchgeführt.

Die Ergebnisse des Modells in Verbindung mit einer detaillierten Analyse der akustischen Messungen und der Wetterbedingungen ermöglichen es somit, statistische Ergebnisse zu ermitteln, die für die Auswirkungen der industriellen Lärmquellen des Standorts während der strengsten vorgeschriebenen Zeit (22 bis 7 Uhr) repräsentativ sind und in Tabelle 8 dargestellt sind.

Tabelle 8: Lärmpegel an der Grenze des Betriebsgeländes und zugehörige Emergenzwerte in der ZER des Standorts Bugey

Untersuchungspunkte: LDS und zugehörige ZER	Gemessener Lärmpegel in LDS einschließlich Wassergeräusche (dBA)	Beitrag der industriellen Quellen, berechnet in LDS (dBA)	In ZER gemessener Umgebungslärmpegel (dBA)	In ZER gemessener Restlärmpegel einschließlich berechneter Wassergeräusche (dBA)	Zulässige Lärmbelastung in ZER (dBA)	Berechnete Geräusentwicklung in ZER (dBA)
LDS 1 / ZER 1	39,9	32,6	48	48	3	0
LDS 2 / ZER 2	47,5	42,7	43,5	43	4	0,5
LDS 3 / ZER 3	51,4	57,8	47	45,5	3	1,5
LDS 7 / ZER 7	45,1	43,8	37,5	36	4	1,5

Die zulässigen Lärmpegel bei Tag und Nacht liegen unter den gesetzlichen Grenzwerten.

Die Ergebnisse der Konformitätsanalyse zeigen, dass die Lärmpegel am Standort Bugey die in Artikel 4.3.5 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 festgelegten Ziele einhalten.

3 FAZIT ZU DEN NACHTEILEN

Das Kernkraftwerk Bugey ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über Nachteile zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Nachteile, die es für die geschützten Interessen mit sich bringt, zu kontrollieren.

Die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die das Kernkraftwerk Bugey für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der Umweltproblematik und der lokalen Auflagen für das Kernkraftwerk dessen Gesamtumweltleistung es erlaubt, alle umgesetzten Maßnahmen als den besten verfügbaren Techniken gleichwertig anzusehen.

Die Analyse aller Daten der chemischen, ökologischen und radiologischen Überwachung der Umwelt in der Umgebung des Standorts zeigt keine erkennbaren Auswirkungen des Standorts Bugey auf die Umwelt, abgesehen von einem leichten Temperatureffekt an der hydroökologischen Messstation, der laut Erwärmungsberechnung nach der Durchmischung des Wassers stark abgeschwächt ist.

Die Analyse der Daten aus der chemischen und radiologischen Überwachung des Grundwassers am Standort ergab eine chemische Markierung (Natrium, Sulfat, Leitfähigkeit) und Tritiummarkierungen, für die Korrekturmaßnahmen durchgeführt wurden. Die chemische und radiologische Analyse der Böden ergab einerseits chemische Markierungen durch Kohlenwasserstoffe in zwei verschiedenen Bereichen, die einer Überwachung bedürfen, und andererseits einige Markierungen durch Kobalt 60 und Cäsium 137, die behandelt wurden.

Was die Entsorgung von Abfallgebinden betrifft, so ist der Standort Bugey so organisiert, dass die Umverpackung von Abfallgebinden kontrolliert erfolgen kann.

Die Analyse der Überprüfung der Grenzwerte für die Freisetzung regulierter Stoffe zeigt, dass die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuches genannten Grenzwerte für die Freisetzung von Stoffen mit den Betriebsanforderungen der Reaktoren vereinbar sind.

Die Analyse der durchgeführten akustischen Messungen zeigt, dass die Geräuschpegel des Standorts die in Artikel 4.3.5 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 festgelegten Ziele einhalten.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey 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 Nachteilen gewährleisten.

TEIL III – FORTSETZUNG DES BETRIEBS NACH 40 JAHREN

ABSCHNITT 1: BEHERRSCHUNG DER ALTERUNG UND VERSCHLEISSUNG

1	BEHERRSCHUNG DER ALTERUNG UND VERSCHLEISSUNG	347
1.1	ZIEL	347
1.2	ANTWORT AUF DAS ZIEL	347
1.2.1	ORGANISATION VON EDF ZUR BEHERRSCHUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG	347
1.2.1.1	PROZESS ZUR BEHERRSCHUNG DER ALTERUNG DER SSC	348
1.2.1.2	WARTUNGSPROZESS	351
1.2.1.3	VERFAHREN ZUR BEHANDLUNG DER VERALTUNG VON MATERIALIEN UND ERSATZTEILEN 353	
1.2.2	ERHALTUNG DER FUNKTIONSFÄHIGKEIT VON MATERIALIEN NACH 40 JAHREN	353
1.2.2.1	NACHWEIS DER FUNKTIONSFÄHIGKEIT VON NICHT ERSETZBAREN MATERIALIEN NACH 40 JAHREN	354
1.2.2.2	NACHWEIS DER EIGNUNG ERSETZBARER MATERIALIEN ZUR ERFÜLLUNG IHRER FUNKTION NACH 40 JAHREN MÜSSEN SIE ENTWEDER ERSETZT ODER RENOVIERT WERDEN	356
1.2.2.3	ZERSTÖRUNGSFREIE PRÜFUNGEN (ZFP).....	360
1.2.3	ABLEHNUNG DER BEHANDLUNG DER VERALTUNG VON MATERIALIEN UND ERSATZTEILEN . 360	
1.3	FAZIT	363

1 BEHERRSCHUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG

Der Prozess „Beherrschung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC)“ wurde im Rahmen der Vorbereitung des 4-RP 900 eingeführt, nachdem EDF 2009 den Wunsch geäußert hatte, seinen Kernkraftwerkspark nach 40 Jahren weiter zu betreiben. Dieser Prozess wurde im Dezember 2003 und dann im Mai 2006 im Rahmen der GP „Alterung“ geprüft und zuletzt im März 2018 im Rahmen der GP ESPN und GPR im Rahmen der Vorbereitung des 4-RP 900.

Dieser Absatz dient dazu, den allgemeinen Ansatz zur Bewältigung der Alterung von Anlagen, die wichtigsten Errungenschaften und laufenden Programme sowie die Unterlagen vorzustellen, die zur Erreichung der Ziele im Zusammenhang mit der Bewältigung der Alterung und der Behandlung der Veralterung im Rahmen des 4-RP 900 zusammengestellt wurden.

1.1 ZIEL

Im Allgemeinen besteht das Industrieprogramm der EDF zur Nutzung der Blöcke über das 4-RP hinaus in Bezug auf die Alterung und Veralterung der Komponenten darin,

- Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht austauschbarer Materialien nach 40 Jahren (Reaktorbehälter und Sicherheitsbehälter),
- die Funktionsfähigkeit der austauschbaren Materialien nach 40 Jahren nachweisen oder diese entweder austauschen oder renovieren.

1.2 ANTWORT AUF DAS ZIEL

Allgemeiner Teil Lager

1.2.1 Organisation EDF zur Kontrolle von Alterung und Veralterung

Der Ansatz zur Kontrolle der Alterung und zum Umgang mit der Veralterung stützt sich auf drei nachhaltige operative Prozesse:

- dem Prozess zur Kontrolle der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC), der systematisch ab der 3-RP umgesetzt und in der 4-RP fortgesetzt wird,
- der Prozess der Inspektion während des Betriebs und der Wartung,
- der Prozess zur Behandlung der Veralterung von Materialien und Ersatzteilen. Im Rahmen dieser drei Prozesse werden folgende Unterlagen erstellt:
 - die Akte zur Betriebsfortführungsfähigkeit (DAPE) für jeden Block, die ein Jahr vor dem 4. RP übermittelt wird und auf der Grundlage der Sammlung der Alterungsanalyseblätter (FAV) und der DAPE-Komponenten erstellt wird,
 - spezifische Unterlagen für nicht austauschbare Komponenten, Reaktorbehälter (Unterlagen zum Kernbereich) und Sicherheitsbehälter (Prüfberichte, Programm und Bericht zur zehnjährigen Sicherheitsbehälterprüfung),
 - Dokumente, die belegen, dass die Qualifizierung der Materialien für Unfallbedingungen (MQCA) gemäß dem schrittweisen Qualifizierungsverfahren über die ^{vierte}Wiederholungsprüfung hinaus aufrechterhalten wurde,
 - die Dokumente zur Inspektion während des Betriebs und zur Wartung, darunter:
 - die Basisprogramme für vorbeugende Wartung (PBMP) von Anlagen und Bauwerken, die sich auf Wartungsgrundsätze stützen, die vorgeschriebenen Referenzunterlagen (DRR) für CPP/CSP-Anlagen, die die Betriebsbedingungen durch die Erfassung von Situationen berücksichtigen,
 - das Programm für ergänzende Untersuchungen bei den zehnjährigen Inspektionen (PIC) (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2),

- die Unterlagen zur außerordentlichen Wartung der Ausrüstung,
- die Unterlagen zur Behandlung der Veralterung von Komponenten,
- und schließlich das Programm zur Verbesserung des Wissensstands und das unterstützende F&E-Programm.

1.2.1.1 Prozess zur Kontrolle der Alterung von SSC

Es wird eine systematische Methodik angewendet, um sicherzustellen, dass Alterungserscheinungen während des betrachteten Zeitraums nicht zu Schwierigkeiten bei der Erfüllung einer Sicherheitsfunktion führen können. Diese Methode entspricht den internationalen Best Practices und steht im Einklang mit dem von der IAEO in ihrem Sicherheitsleitfaden Nr. NS-G-2.12 „*Ageing Management for Nuclear Power Plants*“ empfohlenen Ansatz.

Der Prozess betrifft den Umfang der SSC, die potenziell anfällig für Alterungsprozesse sind und deren Ausfall Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann:

- Sicherheits- und Kontrollsysteme, die als wichtige Ausrüstung zum Schutz der Interessen (Important Equipment for the Protection of Interests, EIP) eingestuft sind, mit Ausnahme von regelmäßig ausgetauschten Ausrüstungen wie Brennelementen, Steuerstäben und herausnehmbare Ausrüstungen wie Brennelemente,
- SSC, die nicht als EIPS klassifiziert sind und deren Ausfall aufgrund eines Alterungsmechanismus zu einer Beschädigung von EIPS-SSC führen könnte,
- die SSC, die im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) der Stufe 1 und der PSA für Angriffe berücksichtigt werden und erheblich zur Begrenzung des Risikos einer Kernschmelze beitragen.

❖ Generischer nationaler Prozess

Die generische Methode zur Kontrolle der Alterung von SSC basiert auf der Erstellung einer Liste der relevanten SSC/Alterungsmechanismen-Paare (nachgewiesen oder potenziell). Jedes Paar aus SSC und Alterungsmechanismus wird einer Analyse unterzogen, die in einem FAV (Altersanalyseblatt) festgehalten wird. Ziel dieser Analyse ist es, den Grad der Alterungskontrolle im Hinblick auf die geltenden Betriebs- und Wartungsvorschriften sowie die Reparatur- und Austauschbarkeit zu überprüfen.

Nach Abschluss dieser Analyse wird jeder FAV einem „Status“ zugeordnet, anhand dessen beurteilt werden kann, ob die bestehenden Vorkehrungen geeignet sind, um die Alterung langfristig zu kontrollieren:

- Status 0: Die Betriebs- und Überwachungsmaßnahmen sind angemessen, Maßnahmen für Reparaturen/Ersatz sind verfügbar.
- Status 1: Eine zusätzliche Untersuchung ist erforderlich, um die Alterungskontrolle zu bewerten (vorläufiger Status).
- Status 2: Für die betreffende Komponente ist ein ausführliches Dossier (Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation générique, DAPE) erforderlich, das eine Analyse der Maßnahmen enthält, anhand derer eine Aussage über die Altersbeständigkeit

Es gibt etwa 500 FAV, die auf der Stufe 900 MWe festgelegt sind, davon 5 % im Status 1 und 6 % im Status 2. Die FAV werden jährlich überprüft, um neue Ereignisse zu berücksichtigen, darunter:

- Fortschritte bei den Folgemaßnahmen zu FAV mit Status 1 und 2,
- die Entwicklung der Wartungsstandards (Wartungsgrundsätze und -programme, generische Ausnahmeregelungen),
- die Analyse der Ereignisse aus den Betriebserfahrungen des Parks, die Ergebnisse des PIC, die Materialbilanzen und -gutachten,

- die Elemente der internationalen Erfahrungsrückflüsse, insbesondere aus dem EPRI, der WANO oder bilateralen Kontakten mit ausländischen Betreibern,
- die Verbesserung des Wissensstands unter Berücksichtigung des Fortschritts der unterstützenden F&E-Maßnahmen, unter Einbeziehung der Beiträge internationaler Kooperationen im Bereich der Alterungskontrolle (EPRI, IAEO, OECD)³⁴,
- Erfahrungen aus der Anwendung der Methodik, insbesondere die der Kernkraftwerke im Rahmen der Ausarbeitung der DAPE für die einzelnen Blöcke,
- industrielle Aspekte wie die Behandlung von Veralterungen.

Der DAPE-Komponentenanalyse wird eine detaillierte Analyse der Alterungsrisiken der Komponente oder Struktur durchgeführt, um deren Gebrauchstauglichkeit zu bestätigen. Er beschreibt das zugehörige Alterungskontrollprogramm, einschließlich der Aspekte Überwachung im Betrieb, laufende und außerordentliche Wartung, Betriebsbedingungen, mögliche Änderungen, ergänzende Studien, F&E-Programme, Laborexperimenten, insbesondere im Bereich Werkstoffe, Qualitätssicherungsverfahren usw.

Die DAPE werden alle fünf Jahre aktualisiert, um die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zu kapitalisieren und die Referenzsysteme jeder neuen VD zu integrieren, wobei ein Spielraum von einem Jahr besteht, um das Datum ihrer Überarbeitung an den Zeitplan der VD anzupassen.

Derzeit gibt es 12 DAPE-Komponenten für die 900-MWe-Stufe:

- Reaktorbehälter,
- innere Behälterausrüstung,
- Dampferzeuger,
- Primärrohrleitungen,
- Druckhalter,
- Primäre Motorpumpengruppe (GMPP),
- Hilfsleitungen des primären Hauptkreislaufs (CPP),
- Stromkabel,
- elektrische Durchführungen,
- Steuerung,
- Sicherheitsbehälter,
- Bauwerke.

³⁴ Der internationale Austausch ermöglicht es, von den Erfahrungen mit älteren Blöcken als den französischen zu profitieren. Zu nennen sind hier insbesondere das IGALL-Programm der IAEO „*International Generic Ageing Lessons Learned*“ und die Zusammenarbeit mit dem EPRI, insbesondere in den Bereichen unterirdische Rohrleitungen und elektrische Kabel.

❖ Lokaler Prozess pro Block

Jedes Kernkraftwerk ist für die Erstellung und Aktualisierung eines DAPE (Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation, Dossier zur Betriebsfortführungsfähigkeit) für jeden Reaktorblock verantwortlich, das gemäß den auf nationaler Ebene festgelegten Organisationsgrundsätzen erstellt wird.

Nach der Analyse der Besonderheiten des Blocks formalisiert das CNPE im DAPE des Blocks die Anwendung der nationalen Methodik auf der Grundlage der FAV und der DAPE-Komponenten. Es ergänzt die generische Analyse bei Bedarf durch lokale Analysen für Materialien und/oder Mechanismen, die nicht durch nationale FAV abgedeckt sind.

Der DAPE des Blocks stellt die lokalen Maßnahmen des Programms zur Alterungskontrolle vor, das eingerichtet wurde, um den Nachweis der Weiterbetriebsfähigkeit des betreffenden Blocks bis zur nächsten VD unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen zu ergänzen.

Der DAPE des Reaktorblocks wird nach der 4. VD aktualisiert, um:

- die Bilanz der während der VD durchgeführten Kontrollen, Inspektionen, Änderungen und Renovierungen, einschließlich der Ergebnisse der PIC- und ECOT-Programme, zu integrieren,
- Berücksichtigung der neuen nationalen FAV, die seit der Erstellung des Index 0 ausgegeben wurden, sowie derjenigen, deren Status sich nach oben verändert hat
- die endgültige Fassung des lokalen Programms zur Alterungskontrolle (PLMV) zu beschreiben, das an den Abschnitt angepasst ist und in den zehn Jahren nach der VD umgesetzt werden soll, als Ergänzung zum nationalen Referenzsystem für Betrieb und Wartung.

Die Zusammenfassung des DAPE für *den* Abschnitt wird im folgenden Abschnitt „Abschnittsspezifischer Teil“ vorgestellt.

❖ F&E-Programm für den weiteren Betrieb

Ergänzend zur Methodik und im Rahmen des weiteren Betriebs der Blöcke leistet die F&E Unterstützung:

- den Wartungsprozess durch ihre Fachkompetenz in Bezug auf die eingebauten Komponenten und die Bereitstellung von Überwachungs- und Diagnose-/Prognosewerkzeugen für die Anlagen,
- im Bereich der Innovationen durch die Bewertung neuer Materialien oder Technologien und durch die Mitwirkung an deren Qualifizierung.

Das F&E-Programm zur Unterstützung des Prozesses zur Beherrschung der Alterung von SSC hat folgende Ziele:

- die Alterungsmechanismen von Materialien zu verstehen und zu modellieren, um die Alterung von Komponenten vorherzusagen,
- Bestimmung der Eigenschaften von Materialien nach 40 Jahren (metallische, organische und bautechnische Materialien)
- das vorhandene Wissen über Alterungsmechanismen zu sichern und es den Experten anderer EDF-Einheiten zur Verfügung zu stellen,
- Entwicklung neuer Methoden oder Verfahren im Ingenieurwesen, insbesondere für Ermüdungsanalysen, zum Risiko eines plötzlichen Bruchs der DRR (Dossiers de Référence Réglementaires, behördliche Referenzunterlagen) und der Unterlagen zur Betriebsfähigkeit von Behältern,
- Weiterentwicklung der Mittel zur Überwachung und Kontrolle von Materialien (zerstörungsfreie Prüfung/zerstörungsfreie Kontrolle) durch Untersuchung der besten verfügbaren Technologien,
- Beitrag zur Entwicklung von Reparatur- oder Schadensminderungsverfahren.

Im speziellen Fall des Gehäuses hat EDF ein Modell im Maßstab 1:3 entwickelt, mit dem die Alterung des Gehäuses beschleunigt werden kann. Dieses Modell, das derzeit den Alterungszustand nach 50 Betriebsjahren widerspiegelt, bestätigt das zufriedenstellende Verhalten des Bauwerks auf lange Sicht. Es ermöglicht auch die Entwicklung von zerstörungsfreien Messungen und Untersuchungen, die für den Tiefbau geeignet sind, und ermöglicht den Vergleich numerischer Entwicklungen mit einer physikalischen Realität, die in hohem Maße instrumentiert ist.

❖ Fazit

Nach zehnjähriger Umsetzung wurde der Prozess zur Kontrolle der Alterung von SSC im Juni 2015 einer Prozessüberprüfung unterzogen, um Folgendes zu bewerten:

- seine Fähigkeit, die Identifizierung und Behandlung von Alterungsmechanismen vorwegzunehmen,
- ihre Umsetzung durch die CNPE,
- ihre allgemeine Funktionsweise, insbesondere an den Schnittstellen zwischen den verschiedenen beteiligten lokalen und nationalen Akteuren.

Die Schlussfolgerungen dieser Überprüfung lauten wie folgt:

- Der Prozess der Alterungskontrolle umfasst die Verbesserung des Wissens über Alterungsmechanismen durch F&E-Arbeiten, die Analyse internationaler Erfahrungen und die Berücksichtigung von Studien. Internationale Benchmarks wie IGALL, die Nutzung des Park-Effekts (technische Verbesserungen der Kernkraftwerke, Austausch bewährter Praktiken)
- ein lebendiger Prozess, der alle betroffenen Einheiten von EDF einbezieht, auch im Hinblick auf ihr Fachwissen. Dadurch gewährleistet der Prozess der Alterungskontrolle eine gute Vorhersagbarkeit der Alterungsphänomene im Park
- erfüllt die ihm gesetzten Ziele zur Alterungskontrolle der SSC. Der Prozess ist ausgereift und befindet sich in einer nachhaltigen Phase. Die bei dieser Überprüfung geplanten Maßnahmen tragen zu seiner Optimierung bei.

Darüber hinaus wird dieser Prozess einer jährlichen nationalen Überprüfung unterzogen.

1.2.1.2 Wartungsprozess

Die Organisation der Instandhaltung bei EDF hat zum Ziel, den Betrieb der Anlagen gemäß den Sicherheitsanforderungen und unter den besten Bedingungen für die Erzeugung einer sicheren, sauberen und wettbewerbsfähigen kWh für die Kunden zu gewährleisten.

Die Instandhaltungspolitik ist so strukturiert, dass das erforderliche Maß an Zuverlässigkeit der Anlagen und Systeme gewährleistet ist, indem die Instandhaltung der Anlagen für den weiteren Betrieb der Blöcke des Parks nach 40 Jahren vorausschauend geplant wird. Sie gliedert sich in zwei Arten:

- die laufende Wartung
- außerordentliche Wartung.

❖ Laufende Wartung

Bei der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks basierten die Programme zur vorbeugenden Wartung im Wesentlichen auf den Erfahrungen der Hersteller und dem Betrieb des thermischen Kraftwerks.

Im Zuge der Entwicklung 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 entwickelt, wobei in einem iterativen Prozess die Inhalte und die Häufigkeit der Wartungsarbeiten neu definiert und die Überwachung und Diagnose des Zustands der Geräte besser integriert wurden.

Im Laufe der Zeit wurde er durch neue Instandhaltungsmethoden ergänzt: die OMF-Methode (Optimierung der Instandhaltung durch Zuverlässigkeit), Betriebsdoktrinen, die AP913-Methode. Er basiert auch auf verschiedenen Arten der vorbeugenden Instandhaltung: Systematische Instandhaltung (MS), Zustandsorientierte Instandhaltung (MC), Instandhaltung unter Verwendung von Referenzmaterialien (MT).

Die Programme zur vorbeugenden Wartung werden somit erneut hinterfragt:

- durch die bei Kontrollen und Demontagen von Geräten gemachten Feststellungen
- durch die Analyse der Ereignisse im Kernkraftwerkspark der EDF und im internationalen Kernkraftwerkspark.

Diese Überprüfung führt zu einer Änderung der laufenden Wartungsprogramme:

- Grundlegende Programme zur vorbeugenden Wartung (PBMP),
- Lokale Programme zur vorbeugenden Wartung (PLMP),
- Zusätzliche Untersuchungen aus verschiedenen Projekten oder Angelegenheiten.

❖ Außerordentliche Wartung

Um den Betrieb der Blöcke der Stufe CP0 Bugey nach 40 Jahren fortzusetzen, wurden die Strategien zur Wartung der Anlagen bei Bedarf durch außerordentliche Wartungsmaßnahmen größeren Umfangs ergänzt. Diese Maßnahmen sind für den Zeitraum vom 3. VD bis zum 4. VD und sogar darüber hinaus geplant, wobei ein entschlossen vorausschauender Ansatz verfolgt wird.

Als außerordentliche Wartung werden Wartungsarbeiten bezeichnet, die sich durch einen oder mehrere der folgenden Aspekte von der klassischen vorbeugenden Wartung unterscheiden:

- erheblicher finanzieller Aufwand,
- Einmaligkeit (Wartungsarbeiten, die nur ein- oder wenige Male während des Betriebs der Blöcke durchgeführt werden), möglicherweise systematisch, d. h. in Verbindung mit einem im Voraus festgelegten Termin im Voraus festgelegten Frist (Beispiel: VD),
- technische Schwierigkeiten (Durchführung der Maßnahme, starke Auswirkungen auf die an den funktionalen und/oder geografischen Schnittstellen vorhandenen Materialien),
- lange Entwicklungs- und Fertigungszeiten,
- erhebliche Auswirkungen auf die für die Durchführung der Arbeiten erforderlichen Stillstandszeiten.

Solche außerordentlichen Wartungsarbeiten können Austausch, Renovierungen oder Reparaturen umfassen. Darüber hinaus hat EDF vorausschauend Reparatur- und Austauschmaßnahmen und -werkzeuge entwickelt, um auf potenzielle Unwägbarkeiten während der Abschaltungen der Blöcke reagieren zu können. Diese Unwägbarkeiten können verschiedene Ursachen haben (Betrieb, Wartung, Instandhaltung, Alterung usw.). Diese als „Versicherungsfälle“ bezeichneten Maßnahmen sind in den Instandhaltungsstrategien festgelegt und betreffen hauptsächlich große Komponenten.

1.2.1.3 Prozess zur Behandlung der Veralterung von Materialien und Ersatzteilen

Die Kontrolle der Veralterung von Materialien und Ersatzteilen für industrielle Betriebsanlagen in Kernkraftwerken erfordert eine ständige Überwachung, die sich an den unten beschriebenen Prozessen und Vorrichtungen orientiert.

Die wichtigsten Eingabedaten für die Überwachung der Veralterung sind:

- Technologiebeobachtung,
- die Rückgewinnung von Materialien, die bei IPE-Änderungen entsorgt werden,
- die Überwachung sensibler Lieferantenrisiken,
- die Identifizierung sensibler Fertigungsprozesse für Elastomerkomponenten, aus denen unter Unfallbedingungen qualifizierte Materialien bestehen,
- die zukunftsorientierte Vision nach großen Sachgebieten.

Die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft und der Nachhaltigkeit umfasst drei verschiedene Konzepte, die die vorstehende Analyse ergänzen:

- die Dauerhaftigkeit der Herstellung von Ersatzteilen,
- die Nachhaltigkeit der Interventions- und Fachkompetenzen,
- die Nachhaltigkeit der Kompetenzen im Bereich Konstruktionstechnik.

Die Behandlung der Veralterung von Material und Ersatzteilen ist in die Prozesse der DPN integriert. So werden die Veralterung von Material und die von den verschiedenen Akteuren ausgehenden Warnmeldungen vom Betreiber auf nationaler Ebene durch die UTO verfolgt.

Die Priorisierung der Behandlung von Veralterungen richtet sich in erster Linie nach der Doktrin für Material- und Ersatzteilbestände für die Ausrüstung der lokalen und nationalen Betriebs- und Sicherheitsbestände.

Dieser Ansatz ermöglicht es EDF, seine Mittel und seine Organisation langfristig anzupassen, insbesondere um eine Betriebsdauer über den ^{vierten} Lebenszyklus hinaus zu berücksichtigen.

1.2.2 Erhaltung der Funktionsfähigkeit der Anlagen nach 40 Jahren

Das Ziel, die Funktionsfähigkeit der Anlagen im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung dauerhaft zu gewährleisten, unterscheidet zwei Fälle:

- nicht ersetzbare Materialien,
- ersetzbare Ausrüstungen.

1.2.2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht ersetzbarer Materialien nach 40 Jahren

❖ Der Behälter

Die beiden empfindlichen Bereiche des Behälterkörpers, die einem Alterungsprozess unterliegen, sind der Kernbereich und die Rohrleitungen.

Die Mechanismen der Alterung und die betroffenen Bauteile werden in den FAV sowie im generischen DAPE-Dokument „*Behälter*“ (aktualisiert im Juni 2016) analysiert, das sich insbesondere mit den wichtigsten Mechanismen befasst: Versprödung des Kernbereichs unter Bestrahlung und thermische Alterung der Auslassrohre.

Ergänzend dazu wurde der ASN 2015 ein Regulierungsdossier für den Betriebszeitraum von VD4 bis VD4 + 10 Jahre vorgelegt, das 2016 überarbeitet wurde, um die Schlussfolgerungen der Ständigen Gruppe ESPN „Behälter“ aus dem Jahr 2015 zu berücksichtigen. Dieses Dossier enthält die Vision für den Weiterbetrieb der Behälter nach 40 Jahren.

Es wurde nach einem deterministischen, konservativen Ansatz in jeder Phase erstellt (Neutronik, Werkstoffe, Auswahl der Transienten und thermohydraulische Berechnungen, Mechanik). Es befasst sich sowohl mit der Hüllkurvenuntersuchung des hypothetischen generischen Fehlers (der größte Fehler, der mit dem qualifizierten Verfahren nicht erkennbar ist und sich an der am stärksten beanspruchten und am stärksten bestrahlten Stelle des ungünstigsten Behälters befindet) als auch mit den für jeden Behälter spezifischen Untersuchungen für Fehler, die bei der Inspektion während des Betriebs festgestellt wurden.

Er würdigt die Einführung von Hafnium-Clustern in VD4 in den Baugruppen gegenüber den Hotspots, wodurch der Neutronenfluss zum Behälter reduziert werden kann. Die Verwendung von Hafnium-Clustern ist eine bedeutende Investition des Betreibers EDF für den weiteren Betrieb der Behälter.

Dieses Dossier wurde von der ASN im Rahmen von drei ständigen ESPN-Gruppen in den Jahren 2018, 2019 und 2020 geprüft. Nach Abschluss dieser Prüfung wurde die Betriebsfähigkeit des Kernbereichs der Behälter der Blöcke der 900-MWe-Stufe für den Zeitraum bis zur Abschaltung VD4 + 10 Jahre nachgewiesen.

❖ Der Sicherheitsbehälter

Die Sicherheitsbehälter des Standorts CP0 Bugey sind einwandige Behälter (ESP) aus vorgespanntem Beton, deren Innenseite mit einer metallischen Dichtungshaut (Liner) ausgekleidet ist; die Eindämmung ist statisch.

Die wichtigsten Alterungsmechanismen, die auftreten können, sind:

- Schwindung und Kriechen des Betons (Verkürzung), deren Hauptursache die Trocknung des Betons ist, die zu einer Verringerung der Vorspannung aufgrund von verzögerten Verformungen führt; und mögliche innere Quellreaktionen wie die Alkali-Aggregat-Reaktion oder die innere Sulfat-Reaktion, Phänomene mit langsamer Kinetik,
- Korrosion von passivem Stahl (Bewehrungen), begünstigt durch Karbonatisierung bei Kontakt mit atmosphärischem CO₂ oder durch Eindringen von Chloriden in Meeresumgebungen:
 - Korrosion der vertikalen Vorspannkabel, insbesondere bei unvollständiger Füllung der Hüllen mit Zementmörtel während der Bauphase,
 - Korrosion der Metallhaut.

Der mechanische Leistungszustand der Sicherheitsbehälter wird kontinuierlich durch Überwachungsvorrichtungen kontrolliert, insbesondere durch Verformungsmessungen, die es ermöglichen, die Eingabedaten der mechanischen Studien bei Bedarf an die tatsächliche Entwicklung der Struktur anzupassen.

Die regelmäßige Prüfung bei Auslegungsdruck (Druckkammerprüfung) dient dazu, die Leistungsfähigkeit im Laufe der Zeit sowohl hinsichtlich der mechanischen Festigkeit (Linearität und Reversibilität der Verformungen) als auch der Dichtheit (Leckrate) zu überprüfen.

Obwohl die Druckkammer als nicht austauschbar gilt, kann sie bei Bedarf repariert oder verstärkt werden. Die Umsetzung des Prozesses zur Kontrolle der Alterung von ESP stützt sich auf folgende Dokumente:

- die Instandhaltungsdoktrin und das Basisprogramm für vorbeugende Instandhaltung (PBMP) auf der Grundlage der Instandhaltungsdatenblätter für Tiefbauarbeiten (FMGC),
- die Regeln für regelmäßige Prüfungen des EPP-Systems,
- die FAV,
- die beiden generischen DAPE-Dokumente „*Sicherheitsbehälter*“ und „*Tiefbaukonstruktionen – Risiken der inneren Quellung von Beton*“.

Die Umsetzung des oben genannten Alterungsüberwachungsprozesses lässt folgende Schlussfolgerungen zu:

- Die Aufrechterhaltung der mechanischen Leistungsfähigkeit der Umschließungen über einen längeren Zeitraum ist gewährleistet, sofern
die
Der Korrosionsprozess von Bewehrungen und Spannkabeln wird durch eine geeignete vorbeugende Wartung kontrolliert.
- Die Dichtigkeit wird anhand der Einhaltung der in Kapitel
. Sie basiert im Wesentlichen auf dem Dichtheitsgrad der Isolierelemente der Durchführungen, von denen diejenigen, die am meisten zur Leckage beitragen, in 3^{eme} VD mit den besten verfügbaren Armaturentechnologien verbessert wurden. Eine eventuelle Leckage an der Metallhaut wäre reparabel. In Zusammenarbeit mit dem EPRI werden derzeit Entwicklungen vorangetrieben, um die Fähigkeit zur Lokalisierung des Lecks während der Behälterprüfung zu verbessern.

1.2.2.2 Nachweis der Funktionsfähigkeit austauschbarer Materialien nach 40 Jahren oder deren Austausch bzw. Erneuerung

Bei austauschbaren Materialien basiert ihre Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren auf ihrer regelmäßigen Überwachung oder ihrem Austausch/ihrer Erneuerung im Rahmen der verschiedenen angewandten Instandhaltungsstrategien. Die folgende Tabelle enthält eine Zusammenfassung der Elemente, anhand derer die Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren festgestellt werden kann, sowie die dazugehörige Dokumentation.

Material	Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren
Behälterinnenseite	Regelmäßige Überwachung (automatisierte zerstörungsfreie Prüfungen und ETV) und außerordentliche Wartungsarbeiten an Komponenten mit nachgewiesenen Schäden
MCG (Cluster-Steuerungsmechanismen) und Thermoelement-Säulen	Vorbeugender Austausch der MCG (hauptsächlich der Gruppen G1) auf der Grundlage eines Kriteriums hinsichtlich der Anzahl der durchgeführten Schritte
Dampferzeuger	Regelmäßige Überwachung der Rohrbündel durch zerstörungsfreie Prüfung und Verschluss mit Rohrplatten Überwachung der Bereiche des Druckbehälters Wartungsstrategie in Bezug auf Verstopfungen und Verschmutzungen im Sekundärbereich der GV Außerordentliche Wartung durch RGV und chemische Reinigung
GV-Ventile	NDT-Überwachung der Dichtungsbereiche und angepasste Wartung (Einlaufen, Bearbeitung)
Dampfabschaltventil	Regelmäßige Inspektion Austausch der Steuerstangen aus martensitischem Stahl
SEBIM-Ventile	Regelmäßige Inspektion der Ventile mit Kalibrierungskontrolle Systematische Inspektion und Austausch der Schaltschränke alle 10 Jahre

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
Formteile	<p>Die Wartungsstrategie, die im Wesentlichen auf generischen Untersuchungen von Rohrbögen und Mantelfehlern basiert, sieht die Weiterverwendung der Rohrbögen nach 40 Jahren unter Einhaltung mehrerer Begleitmaßnahmen vor:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Die empfindlichsten Rohrbögen, die an die GV angrenzen, werden bei den RGV ersetzt. - Die großen Fehler der anderen empfindlichen Rohrbögen werden regelmäßig einer zerstörungsfreien Prüfung unterzogen, um sicherzustellen, dass keine Veränderungen auftreten. - Die anderen empfindlichen Komponenten werden einer individuellen Überwachung der thermischen Alterung mittels zerstörungsfreier Technik unterzogen, um sicherzustellen, dass keine abnormale Entwicklung ihrer Eigenschaften vorliegt. - Bestimmte repräsentative abgelagerte Komponenten und Materialproben von in Betrieb befindlichen Rohrbögen werden einer Begutachtung unterzogen.
Bereiche aus Inconel	NDT-Überwachung bestimmter Komponenten am Behälter und an den GV
Druckhalter	NDT-Überwachung der Bereiche des Druckbehälters Austausch der Heizstäbe, falls erforderlich
Mischbereiche	Regelmäßige NDT-Überwachung, insbesondere für als sensibel identifizierte Mischbereiche Außerordentliche Wartungsarbeiten an den RRA-T-Stücken, je nach Überwachung der Betriebszeiten
Sekundärkreislauf (CSP)	Regelmäßige Überwachung durch geeignete zerstörungsfreie Prüfverfahren Systematischer Austausch der ARE-Bögen vor dem GV und der VVP-Bögen hinter dem GV bei den RGV
GMPP	<p>Programm zur Überwachung der Alterung von Spiralen (Formteil) Programm zur Begutachtung von Wärmedämmungen im Rahmen einer Noria</p> <p>NDT-Überwachung der Spiral-Diffusorschweißnähte mit einer Erhöhung der Anzahl der untersuchten Pumpen ab der 4. VD</p> <p>Überwachung der Hydraulik durch ein Begutachtungsprogramm, das bei jedem geplanten Ausbau (Ersatz durch Noria) durchgeführt wird Außerordentliche Wartung durch Austausch der Motorstatoren</p>
Sicherheitspumpen (und ähnliche)	Regelmäßige vollständige Inspektionen

Material	Betrieb nach 40 Jahren
Kernkraft-Hilfswärmetauscher	<p>NDT-Überwachung der Rohre bestimmter Wärmetauscher und Wartung durch Verschließen</p> <p>Kontinuierliche Überwachung der radiologischen Aktivität des RRI (KRT-Kette) und des Füllstands der PTR-Wanne</p> <p>Überwachung der Wandstärke der Kalandrier aus Schwarzstahl durch Dickenmessung</p> <p>Regelmäßige Inspektionen und Neuzertifizierungen gemäß ESPN Vorbeugender</p> <p>Austausch der REN HT- und APG-Wärmetauscher</p> <p>Überwachung der Plattenwärmetauscher durch regelmäßige EP und chemische oder mechanische Reinigung, Instandsetzung oder Austausch der Platten durch Noria</p>
Drehbrücke BR und Brücken BK	<p>Angepasste Überwachung durch regelmäßige vorgeschriebene Inspektionen (Heben) und vollständige Besichtigungen</p> <p>Renovierungen für den Teil Steuerung und Kontrolle</p>
Selbstsichernde Vorrichtungen	<p>Überwachung durch regelmäßige Inspektion der Geldautomaten und auf dem Prüfstand nach Probenahme</p> <p>Außerordentliche Wartung durch Austausch oder Instandsetzung der abgemeldeten Geldautomaten</p>
HTA-Motoren	<p>Zustandsabhängige Wartung und regelmäßige Inspektion Austausch</p> <p>eines Teils der RCV- und RRI-Motoren</p>
Notstromaggregate	<p>Regelmäßige Wartung der Aggregate und Werksüberholung der Dieselmotoren nach etwa 25 Jahren Regelmäßige</p> <p>Überwachung der Rotoren der Generatoren (Inspektion und elektrische Messungen)</p> <p>Vorbeugende Wartung der TAC und planmäßiger Austausch in Verbindung mit der Veralterung der wichtigsten Baugruppen</p>
Schalttafeln	<p>Besichtigung anhand von Referenzmaterialien an festen Teilen und regelmäßige Besichtigungen an beweglichen Teilen</p>

Material	Betrieb nach 40 Jahren
Steuerung und Instrumentierung	Zustandsabhängige Wartung zusätzlich zur EP und vorbeugende Wartung an bestimmten Geräten Diagnose nach der OVCC mit geplanten Austausch/Renovierungen empfindlicher Komponenten
Kabel und elektrische Durchführungen	Überwachung der Niederspannungskabel durch Sichtprüfung und der Hochspannungskabel durch Stichproben mit speziellen Geräten Punktueller Austausch von Kabeln, die rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt sind.
Tiefbauarbeiten	Angepasste vorbeugende Wartung Überwachung von Setzungen durch lokale Programme Außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen an schnell verschleißenden und groß dimensionierten Bauteilen geplant
Pumpstation	Angepasste regelmäßige Überwachung Programm zur Erneuerung der Filtertrommeln
Unterirdische Rohrleitungen	Sonderprogramm zur Bewertung der Funktionsfähigkeit der Rohrleitungen nach 40 Jahren auf der Grundlage von Risikoanalysen und gezielten Inspektionen, ergänzend zu den laufenden Inspektionen

1.2.2.3 Zerstörungsfreie Prüfungen (ZfP)

Die zerstörungsfreie Prüfung (ZfP) ist eine wichtige Wartungsmaßnahme, mit der der Zustand und die Unversehrtheit von Bauteilen überprüft werden. Die ZfP-Verfahren entwickeln sich aufgrund technologischer Innovationen und einer besseren Risikokontrolle ständig weiter. Die Technologiebeobachtung umfasst vier Hauptbereiche:

- Beitrag zur Risikokontrolle im Zusammenhang mit der Gammagraphie,
- aktive industrielle Beobachtung, um Entwicklungen und vorindustrielle Tests von Verfahren zu initiieren, die Erfüllung der Anforderungen des Parks in Bereichen, in denen die Leistungen nicht den Zielen entsprechen oder nicht vorhanden sind,
- eine gute Sichtbarkeit für Unternehmen, um ihre Kompetenzen vorzubereiten und zu stärken,
- die Speicherung und Archivierung der aus den Kontrollen resultierenden Daten.

1.2.3 Umgang mit veralteten Geräten und Ersatzteilen

Die durchgeführten Analysen haben es ermöglicht, die Risiken der Veralterung dedizierter/dezentraler Steuerungssysteme (die EIPS enthalten) zu kontrollieren, um die langfristige Verfügbarkeit dieser Anlagen sicherzustellen.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Die am Stand der Bauphase CP0 Bugey durchgeführten Studien wurden vom Kernkraftwerk Bugey herangezogen, um über die Alterungskontrolle der *Strukturen, Systeme und Komponenten* (SSC) des Blocks Nr. 3 zu entscheiden.

So haben sich die Teams des Kernkraftwerks die auf allgemeiner Ebene durchgeführten Studien zu eigen gemacht und gegebenenfalls die Besonderheiten im Zusammenhang mit den SSC des Blocks Nr. 3 identifiziert.

Auf dieser Grundlage wurde das spezifische Programm zur Alterungskontrolle ausgearbeitet und der ASN ein Jahr vor Beginn der Zehnjahresinspektion vorgelegt.

Während der Zehnjahresinspektion werden die *Strukturen, Systeme und Komponenten* (SSC) einer Reihe von Wartungsarbeiten, Inspektionen, Tests, zerstörungsfreien Prüfungen oder Modifikationen unterzogen.

Der Index 01 des DAPE (Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation, Eignungsnachweis für die Fortsetzung des Betriebs) von Block 3, der innerhalb von 6 Monaten nach der Abweichung der Abschaltung VD4 an die ASN übermittelt wird, wird die Schlussfolgerungen der Analyse dieser Vorgänge enthalten.

Bilanz des Zustands des Blocks

Der Index 01 des DAPE für Block 3 wird Folgendes enthalten:

- die aus den Ergebnissen der Inspektionen und Wartungsarbeiten an den SSC, die Gegenstand eines generischen DAPE (oder DAPE-Komponente) sind, gewonnenen Erkenntnisse,
- die Erkenntnisse aus den Ergebnissen der Inspektionen und Wartungsarbeiten an den SSC, die Gegenstand eines Alterungsanalyseblatts (FAV) sind,
- Berücksichtigung der REX-Alterung: Analyse der neuen FAV oder der FAV, deren Status sich seit der Erstellung des Index 0 des DAPE der Tranche 3 nach oben entwickelt hat.

Ergebnisse zu Strukturen, Systemen und Komponenten, die Gegenstand eines generischen DAPE sind

Strukturen, Systeme und Komponenten	Ergebnisse des DAPE
Behälter	<p>Die im Rahmen der vollständigen Neuzertifizierung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durchgeführte Hydraulikprüfung wird am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey vor der Trennung des Blocks nach Abschluss seiner ^{vierten} Zehnjahresinspektion durchgeführt.</p> <p>Die Bilanz der Kontrollen, die während der Abschaltung VD4 durchgeführt wurden, wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den zehnjährigen Zeitraum nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.</p>
Innenseite des Behälters	<p>Die Bilanz der Inspektionen und Wartungsarbeiten an den Behälterinnenseiten während der Abschaltung VD4 wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.</p>
Primärrohrleitungen	<p>Die im Rahmen der vollständigen Neuzertifizierung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durchgeführte Hydraulikprüfung wird am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey vor der Trennung des Blocks nach Abschluss seiner ^{vierten} Zehnjahresinspektion durchgeführt.</p> <p>Diese Prüfung sowie die Bilanz der Inspektionen und Wartungsarbeiten an den Primärrohrleitungen des Primärkreislaufs während der Abschaltung VD4 werden den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zehnjahreszeitraum nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.</p>
Hilfsleitungen CPP	<p>Die Bilanz der PBMP-Kontrollen und Wartungsarbeiten, die während der Abschaltung VD4 an den Hilfsrohrleitungen des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durchgeführt wurden, wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.</p>
Druckhalter	<p>Die Bilanz der während der Abschaltung VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten am Druckhalter wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.</p>
Dampferzeuger	<p>Die Dampferzeuger des Blocks 3 des Kernkraftwerks Bugey sind vom Typ 51/19.</p> <p>Die Bilanz der Inspektionen und Wartungsarbeiten, die während der Abschaltung VD4 an den Dampferzeugern durchgeführt wurden, wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.</p>
GMPP	<p>Die Bilanz der während der Abschaltung VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten an den GMPP wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Reaktorblocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.</p>
Sicherheitsbehälter	<p>Die Prüfung des Sicherheitsbehälters wird im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey vor der Abnahme des Blocks nach seiner ^{vierten} zehnjährigen Inspektion durchgeführt.</p> <p>Sie wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit von Block 3 des Kernkraftwerks Bugey für den zehnjährigen Zeitraum nach dem Abschalten von VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.</p>

Strukturen, Systeme und Komponenten	Ergebnisse der DAPE
Bauingenieurwesen	Die Bilanz der im Rahmen der vorbeugenden Wartung während der Abschaltung VD4 durchgeführten Kontrollen der GMPP-Tiefbaukonstruktionen wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.
Leittechnik	Die Bilanz der während der Abschaltung VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten an den elektrischen Anlagen und Instrumenten wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit von Block 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.
Elektrische Kabel K1	Die Bilanz der Inspektionen und Wartungsarbeiten, die während der Abschaltung VD4 an den Stromkabeln K1 durchgeführt wurden, wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.
Elektrische Durchführungen	Die Bilanz der während der Abschaltung VD4 durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten an den elektrischen Durchführungen wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.

Ergebnisse zu den Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC), die Gegenstand von FAV sind

Die Bilanz der während der Abschaltung VD4 durchgeführten Inspektionen und Wartungsarbeiten an den verschiedenen SSC, die Gegenstand von FAV sind, wird den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) vervollständigen.

Berücksichtigung der Erfahrungen mit der Alterung

In Übereinstimmung mit dem nationalen generischen Verfahren zur Kontrolle der Alterung von SSC berücksichtigt EDF alle seit der Erstellung des Index 0 des DAPE des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey aktualisierten FAV und wird diese im Index 01 des DAPE des Blocks berücksichtigen.

1.3 FAZIT

Der Ansatz zur Beherrschung der Alterung von Anlagen wurde schon lange vor der TTS des 3. RP 900 eingeleitet. Er stützt sich auf Studien, die zunächst für den Zeitraum 3^{ème} VD – 4^{ème} VD abdeckten und die im Rahmen der GP „Alterung“ von 2003 und 2006 durchgeführt wurden, ergänzt durch Studien für den Zeitraum nach dem 4^{ème} VD, die im Rahmen der GP ESPN und GPR vom März 2018 durchgeführt wurden. Die Organisation, die sich um die Prozesse der Instandhaltung, der Alterungskontrolle und der Behandlung der Veralterung der Anlagen herum aufgebaut hat, ist an die regelmäßige Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren für den Weiterbetrieb dieser Reaktoren nach 40 Jahren angepasst.

Auf dieser Grundlage wurde im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung ein umfangreiches Programm zur Überprüfung der Funktionsfähigkeit der Anlagen durchgeführt. Dabei werden zwei Fälle unterschieden:

- Nicht austauschbare Materialien (Behälter, Gehäuse): Bei diesen Materialien können die durchgeführten Analysen sicherstellen, dass sie für einen weiteren Betrieb über 40 Jahre hinaus geeignet sind.
- Ersetzbare Materialien: Die erforderlichen Maßnahmen und Änderungen werden im Rahmen der Überprüfung durchgeführt.

Die Analyse der Kontrollmaßnahmen und Wartungsarbeiten, die während der derzeit laufenden VD4-Abschaltung des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt werden, wird es ermöglichen, das lokale Alterungskontrollprogramm (PLMV) für diesen Block und für den Zeitraum von zehn Jahren nach der VD4-Abschaltung (bis zur VD5-Abschaltung) fertigzustellen.

Der PLMV ist ein Produkt, das im Anschluss an die erste DAPE-Tranche (Index 0) eingeführt wurde. Er wird regelmäßig aktualisiert. Sein Ziel ist es, alle Maßnahmen zu identifizieren, mit denen die Alterung der SSC, die sich auf die Sicherheit der Anlagen auswirken, kontrolliert werden kann. Er wird gespeist durch:

- die Schlussfolgerungen der DAPE-Tranchen, die nacheinander bei jeder VD erstellt werden und die Maßnahmen identifizieren, die während des folgenden Zehnjahreszeitraums durchgeführt werden müssen,
- Folgemaßnahmen zu nationalen oder lokalen Erfahrungsrückmeldungen außerhalb der VD,
- außerordentliche Instandhaltungsprogramme, die aus der mehrjährigen Planung des Standorts (nach den VD) hervorgehen.

Nach Abschluss der Maßnahmen zur Alterungskontrolle der SSC des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey wird die Bilanz der während der Abschaltung VD4 durchgeführten Kontrollen, Änderungen und Wartungsarbeiten den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den Zeitraum von zehn Jahren nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5).

Es sei auch darauf hingewiesen, dass dieses PLMV-Programm auf der Grundlage der derzeit verfügbaren Studien und Daten erstellt wurde und daher aufgrund der Einbeziehung neuer REX-Elemente regelmäßig weiterentwickelt werden muss.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Bilanz der während der Abschaltung VD4 durchgeführten Tests, Inspektionen und Wartungsarbeiten dazu beitragen wird, die Eignung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey für den weiteren Betrieb unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen für den Zehnjahreszeitraum VD4-VD5 nachzuweisen.

ABSCHNITT 2: KONTROLLE DER QUALIFIZIERUNG VON MQCA

2	AUFRECHTERHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG VON MATERIALIEN, DIE FÜR UNFALLBEDINGTE BEDINGUNGEN QUALIFIZIERT SIND	366
2.1	VORGEHENSWEISE ZUR UNTERRICHTUNG DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIZIERUNG	366
2.2	ABWEICHUNG VOM VORGEHEN ZUR AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIZIERUNG	368
2.2.1	MECHANISCHE AUSRÜSTUNG	368
2.2.2	ELEKTRISCHE GERÄTE	369
2.3	FAZIT	377

2 AUFRECHTERHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG VON MATERIALIEN, DIE FÜR UNFALLBEDINGTE BEDINGUNGEN QUALIFIZIERT SIND

Allgemeiner Teil Lager

Die Qualifizierung unter Unfallbedingungen ist ein Prozess, der sicherstellen soll, dass die Materialien in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in Unfallsituationen zu erfüllen, in denen sie zum Nachweis der Sicherheit erforderlich sind.

Da die unter Unfallbedingungen qualifizierten Materialien (MQCA) auf der Grundlage einer Betriebsdauer von 40 Jahren qualifiziert wurden, wird für diese Materialien ein spezielles Verfahren angewendet, um die Frage der Verlängerung der Qualifikationsdauer zu behandeln.

Das Industrieprogramm von EDF zur Fortsetzung des Betriebs der Blöcke nach 40 Jahren besteht darin, die Aufrechterhaltung der Qualifizierung der unter Unfallbedingungen qualifizierten Materialien (MQCA) der mechanischen und elektrischen Materialien nachzuweisen oder diese gegebenenfalls zu ersetzen oder zu renovieren.

2.1 VERFAHREN ZUR PRÜFUNG DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-ZULASSUNG

Die Qualifizierung unter Unfallbedingungen ist ein Prozess, der sicherstellen soll, dass die Materialien in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in Unfallsituationen, in denen sie benötigt werden, zu erfüllen. Dieser Prozess stützt sich auf:

- Für jedes Material auf:
 - die Ermittlung der Qualifizierungsanforderungen,
 - die Durchführung eines Qualifizierungsprogramms auf der Grundlage allgemeiner Spezifikationen,
 - die Umsetzung der erforderlichen Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Qualifizierung während der Herstellung, Montage und des Betriebs der Ausrüstung.
- Über die Erstellung einer Dokumentation, die die Qualifizierung dieser Materialien und die Bedingungen für die Aufrechterhaltung dieser Qualifizierung im Betrieb beschreibt.

Die von der Qualifizierung betroffenen EIPS sind hauptsächlich nicht statische mechanische Ausrüstungen, elektrische Ausrüstungen und Steuerungs- und Kontrollausrüstungen sowie Ausrüstungen, die einer Dichtheitsanforderung unterliegen können.

Sie werden als unter Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstungen (MQCA) bezeichnet und müssen in Unfallsituationen, in denen sie erforderlich sind, bestimmte Funktionen für den Auslegungsbereich oder den ergänzenden Bereich erfüllen. Je nach ihrer Rolle werden Anforderungen festgelegt:

- Anforderung an die Erdbebensicherheit,
- Anforderung an die Qualifizierung für verschlechterte Umgebungsbedingungen,
- Anforderungen an die Dichtheit,
- besondere Anforderungen: Bruch von Hochdruckrohrleitungen, mit Feststoffen beladenes Wasser.

Diese Anforderungen werden in physikalische Beanspruchungen umgewandelt, die in den für die Materialien geltenden Spezifikationen angegeben sind. Zur Vereinfachung wird den Materialien häufig ein zusammenfassendes Profil dieser physikalischen Beanspruchungen zugeordnet: Profile K1, K2 oder Profil K3.

Die Qualifizierung der Materialien für Unfallbedingungen wurde unter der Annahme einer Lebensdauer von 40 Jahren festgelegt. Diese Annahme wurde verwendet, um die Alterung der Komponenten in der ersten Qualifizierungssequenz der Materialien zu berücksichtigen, und kann unter der für die Ausrüstung vorgesehenen Betriebsdauer liegen:

- entweder weil es mit der Zeit notwendig wird, sie nach oben zu korrigieren, um die Betriebsdauer der Ausrüstung zu verlängern,
- entweder weil diese Annahme zur Lebensdauer der Ausrüstung aufgrund einer schnelleren Kinetik oder einer raueren Betriebsumgebung als bei der ursprünglichen Qualifizierung angenommen, aufgrund von Erfahrungswerten, die neue Alterungsmechanismen aufzeigen, oder aufgrund neuer wissenschaftlicher Erkenntnisse zu den betreffenden Phänomenen nach unten korrigiert wird.

In jedem Fall ist gemäß der internationalen Norm IEC/IEEE 60780-323 [Ausgabe vom Februar 2016 – Kernanlagen – Sicherheitsrelevante elektrische Ausrüstung – Qualifizierung] ein Programm zur Verlängerung der Qualifizierung, das sogenannte „Programm zur schrittweisen Qualifizierung“, anzuwenden, bevor die Betriebsdauer der Ausrüstung die bei der Erstqualifizierung berücksichtigte Lebensdauer überschreitet.

Die schrittweise Qualifizierung kann eine oder mehrere der folgenden sechs Methoden umfassen, die in der Reihenfolge der Analyse nummeriert sind, d. h. der Fragen, die nacheinander zu stellen sind:

- Methode 1: Analyse der Bedingungen der Erstqualifizierung zur Bewertung möglicher Konservatismen.
- Methode 2: Vergleich der Belastungen und Umgebungsbedingungen (Temperatur und Strahlung), denen das Material im Betrieb tatsächlich ausgesetzt ist, mit denen, die bei der Qualifizierung berücksichtigt wurden. Dieser Vergleich kann zu einer Neubewertung der qualifizierten Lebensdauer auf der Grundlage der tatsächlichen Werte im Betrieb führen.
- Methode 3: Überwachung der Parameter des Zustands der Ausrüstung oder ihrer Funktionsweise im Betrieb im Rahmen regelmäßiger Tests, Kontrollen oder Begutachtungen. Diese Parameter müssen es ermöglichen, Veränderungen an der Ausrüstung zu erkennen, die die Erfüllung der erforderlichen Aufgabe im Falle eines Unfalls oder bei seismischer Belastung beeinträchtigen würden. Dabei kann es sich handeln um:
 - regelmäßige Messungen an der Ausrüstung (Methode 3a), z. B. Messgenauigkeit, Reaktionszeit oder elektrische Messungen wie Isolationswiderstand,
 - einer Begutachtung des Materials (Methode 3b) zur Charakterisierung seines Zustands vor Ort.
- Methode 4: Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen auf die Ausrüstung. Es gibt zwei mögliche Methoden, um die Auswirkungen der Umgebungsbedingungen zu verringern:
 - Änderung der Umgebungsbedingungen (Methode 4a). Dabei handelt es sich beispielsweise um die Klimatisierung eines Raums, um die durchschnittliche Raumtemperatur zu senken und so die Lebensdauer der darin installierten Geräte zu verlängern.
 - Schutz oder Verlagerung von Geräten (Methode 4b). Dabei kann es sich beispielsweise um den Schutz eines Geräts durch eine Abschirmung vor Strahlung aus einem Hotspot handeln, um die kumulierte Strahlungs-dosis während seiner Lebensdauer zu reduzieren, oder um die Verlagerung des Geräts in eine Umgebung mit geringerer Strahlenbelastung.

- Methode 5: Erweiterung der Qualifizierung der Ausrüstung durch Unterziehen einer Qualifizierungsprüfung auf der Grundlage einer angenommenen verlängerten Betriebsdauer. Die Prüfung kann durchgeführt werden:
 - an einem Gerät (oder Prüfling), das vor Ort in Überzahl installiert ist (Methode 5a),
 - an einem vor Ort entnommenen Gerät (Prüfung an einer Probe), vorzugsweise wenn dessen Referenzzustand und die Belastungen, denen es ausgesetzt war, bekannt sind (Methode 5b),
 - auf neues Material (Methode 5c).
- Methode 6: Austausch (Methode 6a) oder Renovierung (Methode 6b) der gesamten oder eines Teils der Ausrüstung als vorbeugende Maßnahme, entweder durch identische oder durch weniger alterungsanfällige Komponenten.

2.2 ABWEICHUNG VOM VORGEHEN ZUR DAUERHAFTEN ERHALTUNG DER MQCA-ZERTIFIZIERUNG

2.2.1 Mechanische Geräte

Bei mechanischen Materialien basiert die Strategie der schrittweisen Qualifizierung auf:

- dem Austausch von Komponenten, die gegenüber radioaktiven, thermodynamischen und chemischen Bedingungen empfindlich sind, in der Praxis also nichtmetallischen Komponenten, in Abständen, die mit der in der Erstqualifizierung berücksichtigten Betriebsdauer vereinbar sind,
- die Kontrolle der mechanischen Teile, die unempfindlich gegenüber zufälligen Bedingungen sind, durch die Anwendung der PBMP,
- die Kontrolle der Leistungserhaltung durch regelmäßige Tests.

Die für mechanische Ausrüstungen verwendete Methode der schrittweisen Qualifizierung ist somit die Methode 6, die auf empfindliche Komponenten angewendet wird.

Das von EDF durchgeführte Arbeitsprogramm sieht vor, dass die Qualifizierungsstrategien für die TTS des 4- RP 900 für mechanische Geräte zum Abschluss kommen. Bei bestimmten Materialien sehen diese Strategien den vollständigen oder teilweisen Austausch von Komponenten vor, der durch zusätzliche Überprüfungen und Austauschmaßnahmen im Rahmen von Wartungsarbeiten (gemäß einer besonderen Vorschrift der DPN) oder durch lokal umgesetzte technische Änderungen (PNRL) geregelt wird.

Es ist wichtig zu beachten, dass gemäß der Anweisung GP Orientations DDF (Durée De Fonctionnement, Betriebsdauer) vom 19. Januar 2012 ein ergänzendes Programm für mechanische MQCA-Gutachten (Pumpen und Armaturen) eingeführt wurde. Dieses Begutachtungsprogramm zielt darauf ab, die Kenntnisse über Alterungsmechanismen, wie sie in den FAV beschrieben sind, zu vertiefen und zu überprüfen, ob keine Phänomene auftreten, die bei der Erstqualifizierung und im Alterungskontrollprozess nicht berücksichtigt wurden.

Dieses Gutachtenprogramm wurde an drei Pumpen und vier Armaturen durchgeführt. Die begutachteten Geräte wurden so ausgewählt, dass sie verschiedene Technologien und Lieferanten abdecken, die in den Leistungsbereichen 900 und 1300 MWe zu finden sind.

Diese Gutachten haben bestätigt, dass die an den Armaturen und Pumpen festgestellten Alterungserscheinungen den Erwartungen entsprechen und keine neuen Alterungsmechanismen aufgezeigt. Die Betriebsfähigkeit dieser Geräte nach 40 Jahren wird durch die Fortsetzung der Wartungsmaßnahmen bestätigt, die darauf abzielen, die alterungsempfindlichen nichtmetallischen Komponenten regelmäßig zu ersetzen.

2.2.2 Elektrische Geräte

Für elektrische und Steuerungs- und Kontroll-MQCA umfasst das schrittweise Qualifizierungsverfahren zwei Phasen :

- Eine strategische Phase zur Auswahl der Methode. Sie endet mit der Erstellung der Note de Stratégie de Qualification Progressive (NSQP, Strategiepapier zur schrittweisen Qualifizierung), die nach Gerätefamilien und Qualifizierungskategorien (K1, K2, K3) erstellt wird, mit Ausnahme von Kabeln, elektrischen Durchführungen und Steuerungs- und Kontrollgeräten, die in den DAPE-Komponenten behandelt werden.
- Eine operative Phase, in der die gewählte Methode (Analysen, Gutachten, Tests oder Austausch) umgesetzt und anschließend bei Bedarf die Dokumente des Qualifikationsreferenzsystems aktualisiert werden.

Für elektrische Geräte, die vor der ersten regelmäßigen Überprüfung installiert wurden, wurden die Strategien in den Dossiers d'Aptitude à la Poursuite d'Exploitation (DAPE, Unterlagen zur Betriebsfortführungsfähigkeit) oder in den Notes de Synthèse de Qualification Progressive (NSQP, Zusammenfassungen zur schrittweisen Qualifizierung) für die betreffende Gerätefamilie beschrieben.

Diese Dokumente können mehrere Arten von Methoden zur Aufrechterhaltung der Qualifikation vorsehen. Im Verhältnis:

- 40 % der von den NSQP angewendeten Methoden basieren auf der Aufrechterhaltung der Qualifikation durch Analysen. Ist dieses Analyseverfahren nicht schlüssig, nimmt EDF einen Austausch vor (Methoden 1, 2, 3a).
- 38 % der von den NSQP angewendeten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Qualifikation durch Probenahmen/Gutachten oder Tests vor. Ist dieses Analyseverfahren nicht schlüssig, nimmt EDF einen Austausch vor (Methoden 3b oder 5).
- 22 % der von den NSQP angewendeten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Qualifikation durch direkten Austausch ohne vorherige Analyse oder Prüfung vor (Methoden 6a oder 6b).

Die detaillierte Bilanz nach Materialtyp ist in der folgenden Tabelle dargestellt:

Art der Ausrüstung	Qualifizierungsmethode	Fazit
Steuerung und Regelung		
Geräte des Kernenergiemesssystems (RPN)	Für den Standort Bugey, Renovierung gemäß 2 ^{ème} RP 900.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Relais des Reaktorschutzsystems (RPR und außerhalb des RPR)	Vorwegnahme von Tests an bestimmten Geräten außerhalb des RPR (sogenannte prospektive Tests), anschließend Tests von vor Ort entnommenen Geräten im gesamten Umfang	Prospektive Tests: Erweiterung der erworbenen Qualifikation auf Platinen, Polarisations- und Anschlusseinheiten sowie bestimmte Sockel. Änderungen aufgrund von Fehlschlägen während der Tests: - Ersatz der monostabilen Relais TEC1804, TEC 1808 und der bistabilen Relais Siemens V23003 (PNPE0215) - Weiterentwicklung der RPR-Funktion (PNPP0871) - Änderungen bei der Wartung (DP333): Zeitrelais TEC MTI CACTA + Dichtung G2 Ergebnisse der anderen Tests: Erweiterung der Qualifikation erworben.
Materialien des allgemeinen Regelsystems (KRG – SIP-P und SIP VI)	SIP-P BUGEY: Module, die bei der zweiten regelmäßigen Überprüfung installiert wurden. Tests nach Entnahme von Proben vor Ort aus Gestellen und Schränken	Prüfergebnisse: Erweiterung der Qualifikation erworben.
Strahlenschutz-Messschränke (KRT)	Nicht originale Zählmodule	Erweiterung der Qualifikation erworben.
	Gestelle, Anschlüsse, interne Verkabelung, entnommene und begutachtete Klemmenblöcke + zusätzliche Qualifizierungstests (insbesondere Erdbebensicherheit) Begutachtung der übrigen Schränke (mechanische Struktur und elektrische Anschlüsse)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Verbundkabel: Untersuchung der Materialzusammensetzung, Analyse der bisherigen Erfahrungen, vor Ort oder im Labor an vor Ort gealterten Kabelproben.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
KPS-Siedemessgerät	Nicht originales Material = Erreichen des 40. Lebensjahres zwischen dem 4. und 5. VD: Entnahme während des 4. RP 900 und Tests	Erweiterung der Qualifikation nicht synchronisiert mit dem 4. RP 900. Entnahme in Fessenheim und Tests zwischen 2021 und 2023 geplant.
Alarmmanager im Kontrollraum (KSC)	Entnahme und Prüfung Direkter Austausch bestimmter Komponenten: Relais RT und RK	Erweiterung der erworbenen Qualifikation Austausch der Relais RT und RK der KSC-Schränke von BUG (PNPE0149)
Ausrüstung des Kontrollraums	Entnahme von Geräten, die für die auf den Prüfpulten installierten Geräte charakteristisch sind (Entnahme ganzer Pulte nicht möglich) Direkter Austausch bestimmter Komponenten: Hupen	Testergebnisse: Erweiterung der Qualifikation erworben, außer für die Materialien, die Gegenstand der folgenden Änderungen sind. Änderungen, die aufgrund von Fehlschlägen während der Tests bereits vorgenommen wurden: - Ersatz der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte durch SDC (PNPE0225) - Ersatz der Hupen durch SDC (PNRL0831)
Kabel	Entnahme und Begutachtung von Kabeln K1, K3 verschiedener Art	Erweiterung der erworbenen Qualifikation

Materialtypologie	Qualifizierungsmethode	Fazit
Elektrische Durchführungen	Analyse der Grundlagen: Konservatismus der Erstqualifizierung, im PBMP vorgesehene Überwachung, Lebensdauerstudien (internationale Erfahrungen, Stand der Grundkenntnisse über Werkstoffe, technologische Besonderheiten und geringe Umweltbelastungen durch elektrische Durchführungen)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Instrumentierungsmaterialien		
RIC K1- Temperaturleitungen	Kombination verschiedener Methoden: - Gutachten - Vergleich mit den tatsächlich im Betrieb auftretenden Umgebungsbelastungen	Erweiterung der Qualifizierung für die RIC-Temperaturleitungen bis zu den VD5-Stilllegungen, mit Ausnahme der TIA499/6149-Kupplungen, die in den 1990er Jahren installiert wurden und für die vor den VD5-Stilllegungen noch Qualifizierungsmaßnahmen durchgeführt werden müssen.
Platin- Widerstandsthermometer K1	Beibehaltung der kürzlich installierten DT108-Fühler	Erweiterung der Qualifizierung Änderungen in der Wartung (DP333): Austausch der DT38-Fühler
BIBLOC- Druckmessumformer	Prüfungen nach Probenahmen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Messumformer vom Typ AMC TE	Nutzung der REX und robuste intrinsische Konstruktion der Geräte	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Elektromagnetische Durchflussmesser Flumag / optiflux	Flumag: Analysen Optiflux: Qualifizierung aus dem Jahr 2007 und seitdem installierte Geräte	Erweiterung der Qualifizierung erworben
Drucksensoren 8000	Analysen auf der Grundlage der Überwachung von Parametern zum Zustand der Geräte oder ihrer Funktionsweise im Betrieb im Rahmen regelmäßiger Tests.	Erweiterung der Qualifizierung erworben
Neutronenkette (CNI, CNS und CNP)	Ersatz der Ketten im Rahmen der Angelegenheit AFT16.05 Die Änderung PNPP0946 gewährleistet akzeptable Temperaturen für die Neutronenkette CNI bei Ausfall der Zwangsbelüftung des Behälterraums.	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Strahlenschutz- Messketten (KRT) – Hoher Gammafluss	Innenbereich BR: Konzeption der hauptsächlich aus Metall bestehenden Ketten und regelmäßige Prüfungen - Analyse Außenbereich BR: Renovierung	Erweiterung der erworbenen Qualifikation Renovierung der KRT-Kette für hohen Gammafluss BR (PNPE0171)
Strahlenschutz- Messketten (KRT) – hohe Aktivität Sickergruben und Aktivität RIS	Analysen auf der Grundlage des tatsächlichen Alters der installierten Geräte, ihrer Nutzungsrate, der Belastungen und Umgebungsbedingungen, denen die Geräte seit ihrer Installation tatsächlich ausgesetzt waren, sowie der angenommenen verschlechterten Umgebungsbedingungen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation

Art der Ausrüstung	Qualifizierungsmethode	Schlussfolgerung
Strahlenschutz-Messketten (KRT) – Ketten für die Luftzufuhr in Kontrollräumen Steuerung	Direkter Austausch der Ketten	Renovierung der KRT-Kette (PNPP0947)
Andere KRT-Ketten	Ersetzungen durch die Materialänderungen PNPP0442, PNPP0485 – Projekt PIT 3 900 und PNPP0483 – Projekt Obsoleszenz	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Füllstandsmelder	TCEM NA45F3 – Bugey: Identischer Austausch (DP333)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Füllstandssensoren Druckmessumformer Hydrostatische Sonde	Aktuelle Qualifikation Füllstandsmelder ANV Houdec, 2006 qualifiziert und nach diesem Datum installiert Druckmessumformer Fuji, 2009 qualifiziert und nach diesem Datum installiert Hydrostatische Sonde BAUMER, 2010 qualifiziert und nach diesem Datum installiert	Erweiterung der Qualifizierung erworben
Füllstandsmelder TCEM Thermostate/Manostate GEORGIN / BAUMER	Analyse: positive REX-Elemente (regelmäßige Tests und Kontrollen) und Vergleich der ursprünglichen Qualifizierung mit den tatsächlichen Anforderungen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Durchflussmesser HOUDEC CCB 311	Begutachtung von vor Ort entnommenen Materialien	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Endschalter Petercem	Prüfungen nach Entnahme vor Ort	Erweiterung der Qualifikation für alle Arten von Endschaltern für das Lager CP0 Bugey
Steckverbinder – Verbindungen/Koaxialkabel		
Koaxialverbindungen RPN K1 und K2	Mineralische Verlängerungskabel CNI K1 von RCCN und mineralische Verbindungsleitungen CNS K2 von PHOTONIS: Austausch vor Erreichen einer Betriebsdauer von 40 Jahren durch dreiachsige Verbindungen von RRCN (Änderungsantrag PNPP0842 – Änderung Projektleistung)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Mineralische CNP K2-Streben von PHOTONIS: Analyse der Beschaffenheit der Bestandteile (Metalle und Mineralien) und der Reparaturmöglichkeit der Außenhülle	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Organische Verlängerungen K2: Nutzung der Ergebnisse der F&E-Studien zur Lebensdauer von IEG-Kabeln der 900-MWe-Klasse in Verbindung mit Fachwissen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Sonderfall des Standorts Bugey: kürzlich erfolgte Installation (nach 2011)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation

Materialtypologie	Qualifizierungsmethode	Fazit
Verbindungsmaterialien, qualifiziert K1 und K2 (und K3 abdeckend)	Probenahme und Begutachtung	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Elastimold-Stecker, zur Ausstattung von HTA-RRA-Motoren	Ersatz: Fortsetzung von AnP94/001	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Armaturenantriebe		
Servomotoren	Ersatz der Servomotoren K1 vor den VD4-Stillständen, die im Rahmen der Ersatzkampagne im Zusammenhang mit dem Fall AI001.001 nicht ersetzt wurden	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Materialien K2, K3: Tests nach Probenahmen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Magnetventile	Typ MB und MT wurden durch eine Hardware-Modifikation ersetzt, die im Laufe des 3-RP 900 (PNRL0035) eingeführt wurde	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Derzeit werden Tests nach Probenahmen an Magnetventilen vom Typ V301 (K1/K2) und Magnetventilern vom Typ MT/M2T (K2) durchgeführt.	Testergebnisse: Erweiterung der Qualifikation für einen Teil der Modelle erworben Notwendigkeit des Austauschs der Modelle MT/M2T K2/K3 nach 40 Jahren (Fälligkeit nach den 4 periodischen Überprüfungen), zu prüfen im Rahmen der fünften periodischen Überprüfung
Hochspannungs- und Niederspannungsmotoren		
HTA-Motoren	Nachweis durch Analyse. Renovierte RRI- und RCV-Motoren	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Niederspannungsmotoren	Entnahmen und Tests an einer Auswahl repräsentativer, vor Ort installierter Motoren	Erweiterung der Qualifikation für bestimmte Modelle nicht erworben. Eingeleitete Änderung: PNRL0845 „Austausch von Niederspannungsmotoren“
Stromverteilung		
Hochspannungsschaltanlagen (Lhi/Lgi – 6,6-kV-Verteilung mit und ohne Notstromversorgung)	Durchführung von Tests und/oder Gutachten an festen und beweglichen Teilen, die vor Ort entnommen wurden	Erweiterung der erworbenen Qualifikation, außer für bestimmte Komponenten der Schalttafeln. Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch von MGK-Sicherungen, Anbringen von Befestigungen, besondere Kontrollen
	Schutzkette: Entnahmen und Prüfungen	Erweiterung der Qualifikation nicht erworben für bestimmte Komponenten der Schalttafeln. Änderungen bei der Wartung (DP333): Austausch der zeitgesteuerten Schutzrelais ICE-TT7111 und der Schutzrelais TMV110m

Art der Ausrüstung	Qualifizierungsmethode	Fazit
Quelltabellen (Lai (230 V DC), Lbi (125 V DC), Lci (48 V DC), Ldi (30 V DC) und Lni (220 V AC gewellt) mit Besonderheiten für Bugey, das nicht über eine Schalttafel verfügt 30 V DC	Bugey – Schalttafel T140: 40 Jahre zum Zeitpunkt der vierten regelmäßigen Überprüfung noch nicht erreicht	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Bugey – Schalttafel P6: Austausch spätestens bei der Abschaltung VD4	Ersatz der empfindlichen Komponenten (PNPE0127 und PNPP0274)
Niederspannungsschalttafeln	Prüfungen und/oder Gutachten zu vor Ort entnommenen Materialien	Nicht erworbene Qualifikationserweiterung für bestimmte Komponenten der Schalttafeln Bereits vorgenommene Änderungen aufgrund von Fehlschlägen während der Tests: <ul style="list-style-type: none"> - PNPE0226: Austausch der Hilfskontakte an den T12. - Änderungen bei der Wartung (DP333): Austausch der Schützschubladen
	Schutzrelais: Probenahme und Tests	Erweiterung der Qualifikation bis VD4 + 5 Jahre erworben. Tests zur Verlängerung darüber hinaus laufen. Änderungen in der Wartung (DP333): Austausch der Schutzrelais TMV111m in Bugey
Hochspannungstransformatoren /BT und BT/BT (Bugey)	Ersatz von Ausrüstung	Ersatz der Niederspannungs-/Niederspannungstransformatoren am Standort Bugey (PNPE0150).
Verteilerschränke und -kästen		
IAAR-Schalttafeln	Prüfungen und Begutachtungen der vor Ort entnommenen empfindlichen Bauteile	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Hilfsschränke für Dieselgeneratoren	Austausch von Ausrüstungen (Erregungsschütze)	Erweiterung der Qualifikation durch Austausch der Erregungsschütze (PNPE0122)
Hilfsschränke der Notstrom-Turbogeneratoren (LLS)	Installiert nach der industriellen Inbetriebnahme der Blöcke der Stufe 900 MWe (ab 1984).	Verlängerung der Qualifikation bis 2024. Ersatz der empfindlichen Komponenten vor diesem Ablaufdatum vorgesehen (PNPE0148).
Sicherheitsbeleuchtung der SdC	Ersatz der Ausrüstung	Verlängerung der Qualifikation durch Austausch (PNPE0132)
Umrichter (Wechselrichter und Gleichrichter)	Bugey: qualifizierte Wechselrichter, installiert ab 1999	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Sonstige Geräte: Es werden mehrere Methoden zur schrittweisen Qualifizierung gleichzeitig angewendet. Ersatz bestimmter Gleichrichter im Rahmen der Materialänderung PNPP0434.	Erweiterung der Qualifikation für VD4 + 5 Jahre. Derzeit laufen Tests, um die Qualifikation darüber hinaus zu erweitern. Änderungen in der Wartung (DP333): Überprüfung und Austausch empfindlicher Komponenten

Materialtypologie	Qualifizierungsmethode	Fazit
Widerstände und elektrische Begleitheizungen	Zufriedenstellende REX und Begutachtungen vor Ort	Erweiterung der Qualifizierung vorbehaltlich besonderer Wartungsarbeiten Änderungen bei der Wartung (DP333): Kontrolle und Austausch von Widerständen und Heizkabeln
Akkumulatorenbatterien	Regelmäßige Messungen und Austausch im Rahmen der seit Beginn durchgeführten Wartungsarbeiten an diesen Geräten	Erweiterung der erworbenen Qualifikation

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Bugey

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Bugey weist hinsichtlich des Zustands keine Besonderheiten auf.

Bilanz des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNRL0035 „Austausch der Magnetventile K1 MB & BT und der Endschalter“,
- PNRL0831 „Ersatz der Hupen im Kontrollraum“,
- PNPE0149 „Ersatz der RK- und RT-Relais der KSC-Schränke (Instrumentierung im Kontrollraum)“,
- PNPE0225 „Ersatz der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum“,
- PNPP0274 „Behandlung der Veralterung der in Schalttafeln vom Typ P6 installierten Schutzrelais“,
- PNPP0434 „Ersatz der Gleichrichter der 48-V-Stromversorgungstafel (LCC)“,
- PNPP0442 „Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Aktivitätsmessungen“,
- PNPP0483 „Veralterung der KRT-Ketten“,
- PNPP0871 „Weiterentwicklung des RPR-Systems (Reaktorschutzsystem): Modernisierung, Verdichtung ...“,
- PNPP0947 „Renovierung der KRT-Strahlenschutz-Messketten“,

wurden vollständig im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNRL0845 Band A „Ersatz von Niederspannungsmotoren“,
- PNPE0122 „Aufrechterhaltung der Qualifikation der Schränke der Notstromaggregate“,
- PNPE0127 „Ersatz empfindlicher Komponenten der P6-Stromversorgungstafeln“,
- PNPE0132 „Austausch der Sicherheitsbeleuchtung im Kontrollraum“,
- PNPE0150 „Austausch der Niederspannungstransformatoren“,
- PNPE0215 „Austausch der Relais TEC 1804/1808 und SIEMENS V23003“,
- PNPE0226 „Ersatz der Hilfskontakte der Schütze der T12-Schalttafeln“,
- PNPP0946 „Einbau eines Registers am Lüftungskanal des Tankraums“,

werden derzeit im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

Was die Änderung PNPP0842 „Einbau der Verlängerungen und Triax-Verbindungen der CNI-KI und der zugehörigen CNS“ betrifft, so wurden im Rahmen der Aufrechterhaltung der Qualifikation nur die organischen K2-Verbindungen der CNS im Behälterraum ersetzt. Die mineralischen Verlängerungen K1 der CNI sind für 40 Jahre qualifiziert und wurden Ende der 90er Jahre ersetzt.

Die restlichen Arbeiten im Rahmen der Änderung PNPP0485 „Zuverlässigkeitssteigerung der Ketten KRT VVP/N16“ werden im Rahmen einer spezifischen Planung mit Integration in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt, die spätestens während der ^{zweiten} Abschaltung nach der Abschaltung VD4 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE0148 „Ersatz der empfindlichen Komponenten der Schaltschränke und Verteilerkästen des LLS-Systems“ wird im Rahmen einer spezifischen Programmierung mit einer Integration in den Block 3 des Kernkraftwerks Bugey durchgeführt, die spätestens während der ^{zweiten} Abschaltung nach der Abschaltung VD4 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE0171 „Renovierung der KRT-Kette mit hohem Gammastrahlungsfluss BR“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks BUGEY durchgeführt.

Schließlich werden die Änderungen im Rahmen der DP333 derzeit in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt, wobei die Integration im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4RP 900 noch aussteht. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen werden ebenfalls berücksichtigt.

2.3 FAZIT

Die Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen unterliegt einem Verfahren, das auf mehreren Nachweismethoden basiert, die von der Analyse der Unterlagen über die Entnahme von Proben für Tests und Gutachten bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses abgestuften und umfassenden Verfahrens führt zu einem erheblichen Arbeitsaufwand und ermöglicht es, die Verlängerung der qualifizierten Lebensdauer über die⁴ periodische Überprüfung hinaus zu gewährleisten.

FAZIT

Gemäß Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuches 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 Bewertung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L.593-1 genannten Interessen mit sich bringt, zu aktualisieren, unter Berücksichtigung insbesondere des Zustands der Anlage, der im Betrieb gewonnenen Erfahrungen, der Entwicklung des Wissensstands, einschließlich der Erkenntnisse über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden externen Einflüsse“.

Die Überprüfung betrifft einerseits die Einhaltung der geltenden Vorschriften und andererseits die Neubewertung der Risiken und die Beurteilung der Nachteile, die die INB für die geschützten Interessen mit sich bringt: Sicherheit, Gesundheit und öffentliche Gesundheit oder Schutz der Natur und der Umwelt (Artikel L.593.1 des Umweltgesetzbuches).

Alle neuen Maßnahmen, die EDF zur Erreichung der angestrebten Ziele und zur Erfüllung der Anforderungen der ASN ergriffen hat, sind Teil eines groß angelegten Industrieprogramms, das die Auswirkungen auf die Menschen und Organisationen an den Kernkraftwerksstandorten berücksichtigt.

Die Schlussfolgerungen von EDF zu den drei Themenbereichen „Risiken“, „Nachteile“ und „Weiterbetrieb nach 40 Jahren“ sind im Folgenden zusammengefasst. Sie wurden 2020 im Rahmen der Ständigen Gruppe für Reaktoren geprüft, die die generische Phase der 4. Periodischen Überprüfung abschloss. Nach Abschluss dieser generischen Phase und nach Konsultation der Öffentlichkeit hat die ASN zu den von EDF als Reaktion auf die Ziele der Überprüfung vorgesehenen Maßnahmen Stellung genommen. Sie hat (mit der Entscheidung Nr. 2021-DC-0706, geändert durch die Entscheidung Nr. 2023-DC-774) allgemeine Vorschriften erlassen, die die von EDF geplanten wesentlichen Verbesserungen regeln und zusätzliche Bestimmungen einführen, die von der ASN als notwendig erachtet werden. EDF wird jedes Jahr die im Vorjahr umgesetzten Maßnahmen sowie die noch ausstehenden Maßnahmen und deren Zeitplan vorstellen.

❖ Risikobereich

Das⁴RP 900 ermöglichte es gemäß seinen ursprünglichen Zielen, die Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey mit den bei Beginn der Überprüfung geltenden Anforderungen zu überprüfen und anschließend neue Anforderungen, die weit über die bisherigen Anforderungen hinausgingen, in diesen Referenzrahmen aufzunehmen. Im Hinblick auf diese neuen Anforderungen hat EDF sichergestellt, dass die bei der Konzeption vorgesehenen Spielräume es der Anlage ermöglichen, diese zu erfüllen, und hat, sobald dies erforderlich war, Maßnahmen ergriffen, damit die Anlage und die Organisationen diese Anforderungen erfüllen konnten.

Die in diesem Rahmen umgesetzten Prozesse gewährleisten, dass die Anlagen den geltenden Anforderungen entsprechen, wenn nach der zehnjährigen Inspektion, die einen wichtigen Schritt der regelmäßigen Überprüfung gemäß Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs darstellt, Abweichungen festgestellt werden.

Da die Zehnjahresinspektion von Block 3 des Kernkraftwerks Bugey zum Zeitpunkt der Fertigstellung dieses RCR noch nicht abgeschlossen war, müssen bis zum Ende der 4. Zehnjahresinspektion noch einige Arbeiten durchgeführt werden.

Gemäß der Entscheidung ASN Nr. 2014-DC-0444 „Abschaltung und Wiederinbetriebnahme von Reaktoren“ vom 15. Juli 2014 werden alle diese Elemente der ASN im Rahmen der Unterlagen übermittelt, die dem in Artikel 2.4.1 des Anhangs zu dieser Entscheidung genannten Genehmigungsantrag beigefügt sind.

In Bezug auf die Konformität:

- Der Prozess zur Behandlung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit ermöglichte es, vor der Abweichung im Anschluss an die Zehnjahresinspektion alle diese Abweichungen zu analysieren und zu planen, mit Ausnahme von 6 Abweichungen, für die Ausgleichsmaßnahmen ergriffen wurden, um ihre Schädlichkeit bis zu ihrer Beseitigung zu beseitigen.
- Die meisten ECOT-Kontrollen und ECOT-Ergänzungen wurden durchgeführt. Die verbleibenden Kontrollen werden vor der derzeit laufenden zehnjährigen Inspektion des Reaktors Nr. 3 durchgeführt. Die festgestellten Anomalien werden vor der zehnjährigen Inspektion analysiert, begründet und/oder behoben.
- Die Systemüberprüfungen wurden durchgeführt und die daraus resultierenden Maßnahmen wurden am Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt oder werden gemäß den Vorschriften der ASN (Autorité de sûreté nucléaire, französische Behörde für nukleare Sicherheit) unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe umgesetzt.
- Ereignisse, die Gegenstand einer Meldung eines Störfalls der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala oder eines schwerwiegenden Störfalls in Bezug auf die Flüssigkeitseinschließung waren, sind alle behoben, mit Ausnahme eines ESS, für das Maßnahmen zur Beseitigung der Schädlichkeit oder zur Beherrschung ihrer Auswirkungen auf die Sicherheit getroffen wurden und dessen dauerhafte Behandlung geplant ist, und einem ESE in Bezug auf die Flüssigkeitsumschließung, für das gemäß dem festgelegten Zeitplan Abhilfemaßnahmen durchgeführt werden.

Unter Berücksichtigung der im Rahmen des 4. RP 900 getroffenen Maßnahmen erfüllt EDF die Ziele der Sicherheitsüberprüfung für die Reaktoren der Stufe CP0 Bugey:

- Bei Unfällen ohne Kernschmelze ermöglichen die getroffenen Maßnahmen die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien und die Angleichung an radiologische Folgen, die keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern. Darüber hinaus ermöglichen diese Maßnahmen die Erfüllung der Sicherheitsanforderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen und Betreiberfristen des deterministischen Referenzrahmens für die Auslegung des EPR-Reaktors von Flamanville 3. Die probabilistischen Sicherheitsstudien der Stufe 1 zeigen eine allgemeine Verbesserung des Ergebnisses gegenüber der vorherigen Überprüfung.
- Was die Störfälle betrifft, so gewährleisten die getroffenen Maßnahmen die Robustheit der Anlagen bei Störfallniveaus, die im Rahmen der Überprüfung neu bewertet wurden, sowie bei internationalen Empfehlungen, indem die Anlagen auf den Stand der fortschrittlichsten europäischen Normen für bestehende Reaktoren gebracht werden. Darüber hinaus konnten die damit verbundenen probabilistischen Sicherheitsstudien der Stufe 1 die Robustheit der Anlagen überprüfen, indem sie ein Risiko von einer Kernschmelze des Kerns von in der Größenordnung von etwa 10^{-5} / Jahr schätzten. Reaktor;
- Für den Brennelementbecken wurden Vorkehrungen getroffen, die das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigter Entleerung und Kühlungsverlust äußerst unwahrscheinlich machen. Durch die Einrichtung einer mobilen Kühlanlage kann die Kältequelle diversifiziert und die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens im Falle einer Überhitzung verbessert werden, wodurch das Design der Reaktoren der Stufe CP0 Bugey dem der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 angenähert wird.
- Bei Unfällen mit Kernschmelze machen die getroffenen Vorkehrungen, insbesondere die Hardcore-Maßnahmen, das Risiko früherer und erheblicher Freisetzung äußerst unwahrscheinlich und verhindern dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt. Der „Noyau Dur“ stützt sich auf Strukturen, Systeme und Komponenten sowie auf organisatorische Maßnahmen, die EDF im Rahmen der nach dem Unfall von Fukushima dauerhaft im Kraftwerkspark eingesetzten Mittel eingeführt hat.

Was die konventionellen Risiken betrifft, so zeigen die am Kernkraftwerk Bugey durchgeführten Studien, dass diese Risiken im Hinblick auf die geschützten Interessen unter Kontrolle sind.

❖ Nachteile

Das Kernkraftwerk Bugey ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über Nachteile zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Nachteile, die es für die geschützten Interessen mit sich bringt, zu kontrollieren.

Die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die das Kernkraftwerk Bugey für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der Umweltproblematik und der lokalen Auflagen für das Kernkraftwerk dessen Gesamtumweltleistung es erlaubt, alle umgesetzten Maßnahmen als den besten verfügbaren Techniken gleichwertig anzusehen.

Die Analyse aller Daten der chemischen, ökologischen und radiologischen Überwachung der Umwelt in der Umgebung des Standorts zeigt keine erkennbaren Auswirkungen des Standorts Bugey auf die Umwelt, abgesehen von einem leichten Temperatureffekt an der hydroökologischen Messstation, der laut Erwärmungsberechnung nach der Durchmischung des Wassers stark abgeschwächt ist.

Die Analyse der Daten aus der chemischen und radiologischen Überwachung des Grundwassers am Standort ergab im Referenzzeitraum des 4RP 900 radioaktive Spuren. Diese Spuren wurden als bedeutendes Ereignis für die Umwelt gemeldet und zusätzlich untersucht. Die vom Betreiber ergriffenen Korrekturmaßnahmen führten zu einer deutlichen Verringerung der Konzentrationen am Ende des Referenzzeitraums für den Zustand der Böden des Kernkraftwerks Bugey.

Was die Entsorgung von Abfallpaketen angeht, ist der Standort Bugey so organisiert, dass die Umverpackung von Abfallpaketen kontrolliert erfolgen kann.

Die Analyse der Überprüfung der Grenzwerte für die Freisetzung geregelter Stoffe zeigt, dass die im Umweltgesetzbuch genannten Grenzwerte für die Freisetzung von Stoffen mit den Betriebsanforderungen der Blöcke vereinbar sind.

Die Analyse der durchgeführten akustischen Messungen zeigt, dass die Geräuschpegel des Standorts die in Artikel 4.3.5 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 festgelegten Ziele einhalten.

Die vierte regelmäßige Überprüfung von Block 3 des Kernkraftwerks Bugey lässt somit 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 Nachteilen gewährleisten.

❖ Teilbereich Weiterbetrieb

Das Programm zur Beherrschung von Alterung und Veralterung, das anlässlich des 4RP durchgeführt wurde, basiert auf langjährigen F&E-Maßnahmen und Maßnahmen zur Überwachung der Anlagen im Betrieb. Bei der Abschaltung von VD4 wurden eingehende Untersuchungen der Materialien und Strukturen durchgeführt, um ihre Eignung für den weiteren Betrieb zu überprüfen.

Das Programm zur Überprüfung der Eignung von mechanischen und elektrischen Anlagen unter Unfallbedingungen (MQCA) ermöglicht es, die Aufrechterhaltung dieser Eignung über die ^{vierte}regelmäßige Überprüfung hinaus nachzuweisen.

Auf der Grundlage dieser Programme kommt die Überprüfung zu dem Schluss, dass Block 3 des Kernkraftwerks Bugey nach 40 Jahren weiterbetrieben werden kann.

Der vorliegende Bericht zeigt, dass alle Maßnahmen, die im Rahmen der^{4.} periodischen Überprüfung der Stufe CP0 Bugey umgesetzt wurden, die mit der Abschaltung von VD4 begann und mit der Umsetzung der Phase B und der Phase „Ergänzungen“ ermöglicht es dem Block 3 des Kernkraftwerks Bugey, einen angemessenen Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen zu gewährleisten.

Mit der Übermittlung dieses Berichts an die für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die Behörde für nukleare Sicherheit wird die Verpflichtung zur regelmäßigen Überprüfung dieses Reaktors gemäß Artikel L.593-62 des Umweltgesetzbuchs erfüllt.

ANHANG

Dieser Anhang listet die in diesem Dokument genannten materiellen Änderungen und die Themen auf, auf die sich die Änderungen beziehen.

Bereits am Reaktorblock 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzte Änderungen		
Nummer	Bezeichnung	Thema
LLBU2583	Korrektur des Bypasses des volumetrischen Schutzes	Aggressionen (externe Überschwemmung)
LLBU2625	Verbesserung der Rückhaltevorrichtung im Bereich des ECOPOL-Lagerplatzes	Konformitätsprüfung
PNPE0032 Band A	Interne Überschwemmung – Umleitung der SHW- und SVA-Rohrleitungen, Installation von Anti-Peitschen-Rahmen und Austausch von Schaltschränken	Aggressionen (interne Überschwemmung)
PNPE0032 Band B	Interne Überschwemmung – Erweiterung des Stromversorgungsbereichs	Angriffe (interne Überschwemmung)
PNPE0048 Band C	Erdbebensicherheit plus Sicherheit der Brandschutzklappen	Aggressionen (Brand)
PNPE0055	Erdbebensicherheit und erhöhte Sicherheit der Brandschutzvorrichtungen – JPD-Netzwerke und JPC-Verankerungen	Angriffe (Brand)
PNPE0065	Verbesserung der Eindämmung des Bereichs zur Lagerung von Ölplanen	Konformitätsprüfung
PNPE0118	Erdbebensichere Verstärkung der Belüftung der Batterieräume	Aggressionen (Explosion) Kernbestimmte Maßnahmen
PNPE0131	Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuerungs- und Leistungskabelkanäle	Überprüfung der Systeme
PNPE0144 Bände A und B	Schutzmaßnahmen der konventionellen Insel gegen interne Überschwemmungen	Aggressionen (interne Überschwemmung)
PNPE0149	Ersatz der Relais RK und RT der KSC-Schränke (Instrumentierung im Kontrollraum)	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE0163	Schutz vor interner Überflutung – Einbau von Bodensiphons im Raum LHA	Aggressionen (innere Überschwemmung) Unfälle mit Kernschmelze
PNPE0165	Schutz vor durch starken Wind verursachten Projektilen (PGGV)	Angriffe (PGGV)
PNPE0166	Hinzufügen einer elektrischen Architektur, die den Ersatz des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel des benachbarten Blocks ermöglicht	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE0186	Wärmedämmung und elektrische Begleitheizung in der Entmineralisierungsanlage	Aggressionen (extreme Kälte)
PNPE0225	Ersatz der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE0238	Erhöhung der Erdbebensicherheit von Heizöltanks bei Erdbeben über SMS durch Hinzufügen von Längsanschlägen	Belastungen (Erdbeben)
PNPE0294	Beseitigung der Nichtkonformität SEB NORIA	Überprüfung der Systeme

Bereits umgesetzte Änderungen am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE0303	Ersatz der Durchflusssensoren im Kamin der BAN	Nachteile
PNPP0012	Änderung und Umbau der SGZ-Gasparks zur Einhaltung der Vorschriften für interne Explosionen	Aggressionen (Explosion)
PNPP0274	Behandlung der Veralterung von Schutzrelais, die in Schalttafeln vom Typ P6 installiert sind	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP0289	Neudimensionierung des Siphonbrechers in der Druckleitung des Kühlsystems des Brennstoffbeckens	Brennstoffbecken Kernhärte-Bestimmungen
PNPP0371	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der thermischen Barrieren GMPP	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP0397	Einrichtung des Standortalarms H1 und Änderung des Schwellenwerts für den Blockalarm H1	Überprüfung der Systeme
PNPP0401	Einbau einer zweiten statischen Dichtung an den Spundwänden des Reaktorgebäudes	Brennstoffbecken
PNPP0402	Automatische Schließung des Ventils PTR 001 VB bei Deaktivierung des NTB-Pools	Brennstoffbecken Kernbeständige Vorkehrungen
PNPP0403	Motorisierung des Ventils des Transferrohrs	Brennstoffbecken
PNPP0434	Ersatz der Gleichrichter der 48-V-Stromversorgungstafel (LCC)	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP0442	Zuverlässigkeit und Angemessenheit der ^{KRT35} -Aktivitätsmessungen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP0474	Druckmessung an RIS-Akkumulatoren mit großem Bereich	Brennstoffbecken
PNPP0483	Veralterung der KRT-Ketten	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP0543	Einrichtung einer Klimaanlage für die Pumpstationen von Bugey	Aggressionen (PGGV)
PNPP0546	Fortführung der EAU-Überwachung gegenüber dem DAO	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP0549	Sichere Positionierung einer Brennelementkassette	Brennstoffbecken Hartkern-Anordnungen
PNPP0631	Verstärkung der Bullaugen der Schleusen des Reaktorgebäudes	Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen Kernbereich
PNPP0666	Notstromdiesel	Brennstoffbecken Unfall mit Kernschmelze Hartkern-Maßnahmen
PNPP0675	Schutz vor externer Überflutung durch direktes Auslaufen auf die Plattform	Angriffe (externe Überschwemmung) Hartkern-Maßnahmen
PNPP0679 Band A	Seismische Verstärkung der Füllstandsmessungen TOR (NB, NTB) des Brennelementbeckens	Brennstoffbecken

³⁵ Alle KRT-Aktivitätsmessketten, die hinsichtlich der Dauerhaftigkeit der Qualifizierung Anforderungen aufwiesen, wurden ersetzt.

Bereits umgesetzte Änderungen im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPP0714	Wasserquelle für die Zusatzversorgung Harter Kern	Unfälle ohne Kernschmelze Brennstoffbecken Vorkehrungen Harter Kern
PNPP0720	Einbau eines Füllstandssensors nach der Filterung mit Auslösung der Produktionspumpen, um gegen die Belastung durch „massiven Eintrag von Verstopfungsstoffen“ robust zu sein	Aggressionen (Kältequelle)
PNPP0723	Einrichtung einer Winterumwälzung für nicht robuste Standorte in Situationen mit Eisblasen	Aggressionen (Kältequelle)
PNPP0764	Behandlung von Sammelbecken für Regenwasserabläufe von Dieselmotoren	Aggressionen (externe Überschwemmung)
PNPP0780	Automatisierung von Schwimmbad-Ablassventilen BR	Überprüfung der Systeme Schwimmbad Brennstoff Kernbestimmungen
PNPP0842	Einbau der Verlängerungen und Triax-Verbindungen der zugehörigen CNI-KI und CNS	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP0864 Band B	Wiederbefüllung der Tankkappe des Notstromversorgungssystems der ASG-Dampferzeuger durch die JP-Brandschutzsysteme*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP0870	Verstärkung der Widerstandsfähigkeit der Dekompressions- und Filtervorrichtung des Behälters bei einem Erdbeben der Stärke SMHV	Unfall mit Kernschmelze
PNPP0871	Weiterentwicklung des RPR-Systems (Reaktorschutzsystem): Aufrüstung, Verdichtung ...	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP0883	Hochgradiger Schutz des Hartkerns vor externer Überflutung	Angriffe (externe Überflutung) Maßnahmen Hartkern
PNPP0898	Verstärkungen der Polbrücke beim Erdbeben Noyau Dur	Bestimmungen Kernbereich
PNPP090736	Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTR bis	Brennstoffbecken Kernbestandsmaßnahmen
PNPP0926 Klappe A	Abschaltung der Kette KRT bei Erkennung von KHY im Lüftungskanal	Aggressionen (Explosion)
PNPP0926 Klappe B	Einbau eines Wasserstoffdetektors in den Batterieräumen	Angriffe (Explosion)
PNPP0950	Einbau von Doppelböden in den Relaisräumen	Überprüfung der Systeme
PNPP0951	Einbau von Überspannungsschutzgeräten	Angriffe (externe elektromagnetische Störungen)
PNPP0972	EAS ND – Mobile Kältequelle – Herstellung von Befestigungspfosten für die Pumpenaggregate der Kältequelle Noyau Dur	Unfall mit Kernschmelze Bestimmungen Hartkern
PNRL0035	Ersatz der Magnetventile K1 MB & BT und der Endschalter	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL0831	Ersatz der Hupen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen

Änderungen bereits in Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt		
Nummer	Titel	Thema
PNRL0835	Aktualisierung der Berechnungsparameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher (Kühlsystem/Not-Brauchwasser)	Aggressionen (Hochtemperaturen)
PNRL0841	Änderung PGGV Bugey	Aggressionen (PGGV)
PNRL0844	Spezifische Gestaltung des Standorts für die Kaltquelle: Zugangsrampen zur Kaltquelle	Unfall mit Kernschmelze Bestimmungen Kernbereich
PNRL0846	Beseitigung der Risiken einer Umgehung des volumetrischen Schutzes in der Pumpstation	Angriffe (externe Überschwemmung)
PNRL0901	Neufestlegung der Schwellenwerte für sehr niedrige Pegel (NTB) der ETSU-Planen (SER)	Überprüfung der Systeme
PNRL0916	Ersatz der Schaltkästen PTR001 und 003CR	Überprüfung der Systeme
PNRL0922	Behandlung von Bypässen des volumetrischen Schutzes	Aggressionen (externe Überschwemmung)
PNRL0924	Erdung der Lüftungskanäle	Aggressionen (Explosion)
PNRL0929	Funktion des Durchflusssensors EAS074SD beim Unfall mit Kernschmelze	Unfall mit Kernschmelze
PNRL0952	Verbesserung der Sicherheitshülle W1	Konformitätsprüfung
PNRL0962	Sektorisierung der Pumpstation	Angriffe (Brand)
PNXX0372	Anbringung von Dehnungsmessern an der Oberseite der vorgespannten Wand des BR	Unfälle ohne Kernschmelze
PNXX0721	Zuverlässigkeitsverbesserung der Ventilsteuerung des Druckhalters	Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen Hartkern
PNXX0746	Erkennung von Behälterdurchbrüchen und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei hohen Temperaturen	Unfall mit Kernschmelze
PNXX0752	Analoge Füllstandsmessung Schwimmbecken BK	Brennstoffbecken

Änderungen, deren Umsetzung im Rahmen der Phase A des 4 RP 900 auf Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey abgeschlossen wird		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE0044	Neuzuweisung von Abgängen auf den LL-Tabellen	Überprüfung der Systeme
PNPE0068	Einrichtung einer Stromverteilung Hartkern	Unfälle ohne Kernschmelze Unfall mit Kernschmelze Hartkern- Maßnahmen
PNPE0073	Einrichtung einer Hardcore-Steuerung für vorhandene Geräte	Unfall mit Kernschmelze Kern- Hardcore-Bestimmungen
PNPE0122	Aufrechterhaltung der Qualifikation der Schränke der Notstromaggregate	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE0127	Austausch empfindlicher Komponenten der P6-Quellentafeln	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE0128	„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken	Brennstoffbecken Hartkern- Bestimmungen
PNPE0132	Ersatz von Sicherheitsbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE0141	Erhöhung des Durchflusses der Regelventile VCD-a	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE0150	Ersatz der Niederspannungstransformatoren	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE0152	Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator durch eine Notstromversorgung mit Diesel	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE0159	Erhöhung der Borkonzentration der PTR- und REA-Abdeckungen und des REA-Borvolumens	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE0167 Band A	Diesel-Leistungsbilanz: keine Neukalibrierung der REA-Wasserpumpen	Überprüfung der Systeme
PNPE0167 Band B	Diesel-Leistungsbilanz: Keine Neukalibrierung der GGR-Pumpen	Überprüfung der Systeme
PNPE0191	Erdbebensicherung der Verkabelungsachsen	Aggressionen (Erdbeben)
PNPE0215	Ersatz der Relais TEC1804 und TEC1808 sowie SIEMENS V23003	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE0216	Änderung an der Steuerkette der SEBIM-Ventile, um jegliches Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens im Falle eines Brandes in den Elektroräumen zu vermeiden	Aggressionen (Brand)
PNPE0226	Ersatz der Hilfskontakte der Schütze der T12-Schalttafeln	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE0256	Zuverlässigkeit des RRI-Systems	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE0335	Robustheit der automatischen Abschaltung des CRF gegenüber einer durch Erdbeben verursachten Überschwemmung – BUG2/3	Aggressionen (externe Überschwemmung)
PNPE0337	Einrichtung von Alarmsystemen an Brandschutztüren, um deren geschlossenes Bleiben zu gewährleisten	Angriffe (Brand)
PNPE0344	Verdopplung der automatischen Absperrung der Entleerungsleitung des Brennstoffbeckens BK durch PTR-Ventile	Brennstoffbecken
PNPP0196	Umfassende Renovierung Brandmeldeanlage	Angriffe (Brand)

Änderungen, deren Umsetzung im Rahmen der Phase A des 4 RP 900 im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey abgeschlossen wird		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPP0419	Einführung eines AAR für Erdbeben	Unfälle ohne Kernschmelze Kernhärte-Bestimmungen
PNPP0541	Einrichtung eines Systems zur Sammlung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze	Unfall mit Kernschmelze Kernhärte-Bestimmungen
PNPP0595	Ersatz der SEBIM-Ventilköpfe	Unfälle ohne Kernschmelze Unfall mit Kernschmelze Bestimmungen Kernbereich
PNPP0688 Band A	Einführung einer Hardcore-Steuerungskontrolle für neue Geräte	Hardcore-Bestimmungen
PNPP0780	Automatisierung von Schwimmbad-Entleerungsventilen BR	Überprüfung der Brennstoffsysteme für Schwimmbäder Hardcore-Bestimmungen
PNPP0811	Einführung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspritzung in die Primärstufe und zur Ableitung der Restleistung	Unfälle ohne Kernschmelze Unfall mit Kernschmelze Bestimmungen Kern Hart
PNPP0838	Einschränkung des Betriebsbereichs an der rechten Flanke	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP0864 Band A	Wiederbefüllung der Zisterne des Notstromversorgungssystems der ASG-Dampferzeuger durch die Brandschutzsysteme JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP087337	Entwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP090738	Entwicklung eines mobilen Kühlsystems mit vielfältigen Einsatzmöglichkeiten PTR bis	Brennstoffbecken Kernanordnungen
PNPP0926 Teil C	Verschärfte WENRA-Vorgaben für die Wasserstoffdetektion	Angriffe (Explosion)
PNPP0946	Hinzufügen einer Klappe am Lüftungskanal des Tankbodens	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP0949 Band C	Brandschutz für PTR-Pumpen – Mechanisierung von PTR-Kabeln	Brennstoffbecken
PNPP0976	Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser	Unfall mit Kernschmelze Bestimmungen Hartkern
PNRL0845 Band A	Austausch von Niederspannungsmotoren	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL0894	Ersatz der Temperatursonden des Primärkreislaufs im kalten Zweig	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL0895	Zuverlässigkeit der Steuerung des Transferrohrventils zum Schließen bei Durchfluss	Überprüfung der Brennstoffbecken-Systeme

³⁷ Es bleibt noch ein Versuch zur Neuklassifizierung der durchzuführenden Änderung, wenn Block 3 nach dem Neustart nach dem Abschalten VD4 seine volle Leistung erreicht hat.

³⁸ Alle Bände außer Band I

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt werden		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE0032 Band D	Interne Überschwemmung – Eindämmung von Abwässern und doppelte Erkennung interner Überschwemmungen	Angriffe (interne Überschwemmung)
PNPE0048 Band B	Erdbebensicherheit plus Sicherheit des Brandschutznetzes JP* außerhalb von BR	Aggressionen (Brand)
PNPE0056	Erdbebensicherheit Harter Kern der Gebäude BAN / BL / BPO	Bestimmungen Kernbereich
PNPE0115	Automatische Abschaltbefehl Reaktor bei Erdbeben und Information über ein bedeutendes Erdbeben, erdbebensicher Harter Kern	Hartkern-Anordnungen
PNPE0171	Renovierung der KRT-Hochfluss-Gammakette im Reaktorgebäude	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE0189	Hinzufügen einer Vorrichtung zur Entnahme der Primärflüssigkeit im Stillstand stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers (Dichtungskreislauf der Primärpumpen) angesichts der Risiken einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE0258	Einrichtung des ASG-ND-Systems (Notstromversorgung für Dampferzeuger des Kernbereichs) und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG	Angriffe (Brand) Brennstoffbecken Kernhärte-Maßnahmen
PNPE0277 Band A	EPS-Brandschutz: Schutz von Elektrokabeln – Schutz der Kabel, die den Schrank LLS200 AR versorgen	Angriffe (Brand)
PNPE0285	Erdbebensicherheit Harter Kern von Kabelkanälen	Anordnungen des harten Kerns
PNPE0298	Robustheit des harten Kerns der Informationen, die die Wirksamkeit der Hochdruckborierung widerspiegeln	Bestimmungen zum harten Kern
PNPE0302	Unterdrückung von Gleichtaktmoden und Subtraktion von Wärmebelastungen vom Typ PFG/PFL Kabelummantelung	Aggressionen (Brand)
PNPE0305	Einrichtung einer robusten H1-Situationserkennung bei Erdbeben Harter Kern	Bestimmungen Hartkern
PNPE0332	Erdbebensicherheit des Kernbereichs der Rohrleitungen	Bestimmungen Kernbereich
PNPE0336	Austausch des Hartkern-Füllstandssensors der PTR-Tank	Anordnungen des harten Kerns
PNPE0337	Einrichtung von Alarmanlagen an Brandschutztüren mit Verriegelung, um deren geschlossenes Bleiben zu gewährleisten	Angriffe (Brand)
PNPE0339	Bilanz der Dieselmotoren bei Hitzewellen: Vernebelung	Systemüberprüfung
PNPE0347	Austausch des elektrischen Stellantriebs RCV089VP	Unfall mit Fusion
PNPE0357	Erdbebensicherheit Kernbereich der elektrischen Ausrüstung und Steuerung	Bestimmungen Kernbereich
PNPE0358	Erdbebensicherheit des Hard Core von Lüftungssystemen Hard Core	Bestimmungen Kernbereich
PNPE0387	Einrichtung zur Erkennung von Coriumausbreitung im RIC-Raum (Kerninstrumentierung)	Unfall mit Kernschmelze Massnahmen Kernbereich
PNPE0393	Steuerung des H2-Absperrventils RHY bei JDT	Aggressionen (Brand)
PNPE0405	Änderungen am Brandschutz nach PEPSSI-Studien	Angriffe (Brand)
PNPE0412	Hinzufügen von 220-V-Steckdosen in der Überlebensinsel, die vom DUS gesichert werden	Bestimmungen Kernbereich

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt werden		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE0420	Brandschutzmaßnahmen – Änderungen an Brandschutztüren	Angriffe (Brand)
PNPE0428	Erdbebensicherheit des Kernbereichs – Isolierungsvorrichtung für PTR-Entmineralisierer	Hartkern-Bestimmungen
PNPE0442	Änderung des Betriebs: Zugänglichkeit – Verwendung von Selbstkontrollzellen zur Steuerung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)	Unfall mit Kernschmelze
PNPE0478	Robustheit gegenüber SND der Instrumentierung	Hardcore-Bestimmungen
PNPE0481	Behandlung der nicht befestigten Elemente des DUS-Dachs	Bestimmungen Kernbereich
PNPP0688 Band B	Einrichtung einer Hardcore-Steuerung für neue Geräte	Bestimmungen zum Hard Core
PNPP0722	Verfolgung und Wärmedämmung der ASG-Planenversorgung durch SER im Maschinenraum	Aggressionen (extreme Kälte)
PNPP0824	Hinzufügen einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennstoffbecken BK	Brennstoffbecken Kernbeständige Vorkehrungen
PNPP0913	Erdbebensicherung des Kerns der Brücken des brennbaren Gebäudes	Anordnungen Kernbereich
PNPP0932	Einbau einer Entnahmestelle an der doppelten Hülle der Sicherheitsinjektionssysteme RIS und der Sprühsysteme EAS für endoskopische Entnahme.	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP0949 Band A	Einbau einer Brandschutzabschirmung zwischen den PTR-Pumpen zur physischen Trennung der beiden PTR-Leitungen	Brennstoffbecken
PNRL0803	Einbau einer Notwasserversorgung im Reaktorgebäude und dessen Dampfauslass	Hartkern-Anordnungen
PNRL0888	Änderung der SEO-Ballons	Bestimmungen Kernbereich
PNRL0925	Behandlung von Brandrisiken durch Management neuer Lasten	Angriffe (Brand)
PNRL0984	Befestigung zum Verankern eines flexiblen Stopfens zum Abdichten des Brennstofflagerbeckens bei Hochwasser über den Kernbereich hinaus	Brennstoffbecken
PNRL0986	Kompletter Austausch der Ventile SEB 358/360 VE, JPD 990/992 VP und Austausch der Baugruppe Verschluss/Dichtung des Ventils RPE 903 VP	Unfälle mit Kernschmelze
PNRS0024	Sicherung der H ₂ -Leitung des RCV-Behälters	Angriffe (Explosion)
TCDI0020	Robustheit der Instrumentierung gegenüber SND	Bestimmungen Kernbereich
TCDI190101	Änderungen zur Berücksichtigung mechanischer Auswirkungen auf die Hardware Kernbereich	Bestimmungen für den Kernbereich

Änderungen, die im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt werden		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE0277 Band B	Brandschutz: Schutz von Elektrokabeln – Schutz der Steuerkabel für die Umschaltung TS/TA	Angriffe (Brand)
PNPE0362	Einrichtung von festen Einspritz- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude und mobiler Ersatzvorrichtung für EAS-ND – Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementlager in das Reaktorgebäude	Unfall mit Kernschmelze
PNPE0386	Einrichtung einer Messstelle für den Sumpf im Reaktorgebäude	Unfall mit Kernschmelze Hartkern-Maßnahmen
PNPE0427	Einsatz einer Einspritzpumpe an den Verbindungsstellen der Primärmoterpumpenaggregate „Hartkern“ (PIJ-ND)	Hartkern-Maßnahmen
PNPE0449	Studie zu einem Modul zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser: mobile Wasseraufbereitungsmodule	Unfall mit Kernschmelze
PNPE0459	Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektrizitätsgebäudes, darunter der Notstrominsel, bei Ausfall der Kältequelle	Maßnahmen Kernbereich
PNPE0460	Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns (RIC) und dem Sumpfbereich am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes	Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen Kernbereich
PNPE0504	Halten der Rücklaufleitung in geschlossener Position an der Dichtung Nr. 1 GMPP in den Situationen „Noyau Dur“ und „H3“	Bestimmungen für den harten Kern
PNPP0688 Band E	Einführung einer Hardcore-Steuerungskontrolle für neue Geräte	Bestimmungen für den harten Kern
TCDI0083	Schutz der Komponenten der Messkette „großer Bereich“ für den Druck des Sicherheitsbehälters, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen der Sicherheitsstrecke B befinden	Unfall mit Kernschmelze
TCDI0222	Anordnung zur Robustheit unter harten Kernbedingungen der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG 012/014/016 VD vom Kontrollraum aus	Hardcore-Bestimmungen

Änderungen, die im Rahmen eines spezifischen Programms im Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt werden			
Nummer	Bezeichnung	Thema	Frist für die Umsetzung
LLBU2412	Änderung der Filter SEB TR2 bis 5	Beseitigung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit	Spätestens 2025
PNPE0032 Band C	Interne Überschwemmung – Erweiterung des mechanischen Perimeters	Aggressionen (interne Überschwemmung)	Beim zweiten Stopp nach dem Stopp VD4
PNPE0108	Abwasserrückhaltevorrichtungen und Abdichtungen von Durchführungen für interne Überschwemmungssituationen	Aggressionen (interne Überschwemmung)	Spätestens 2025
PNPE0119	Passiver Schutz des Reaktorgebäudes vor Tornados	Maßnahmen für den Hartkern	Spätestens Ende 2027
PNPE0144 Band C	Schutzmaßnahmen für den konventionellen Reaktorblock vor interner Überflutung (WENRA 2008)	Aggressionen (interne Überschwemmung)	Phase B von Block 2
PNPE0148	Ersatz der empfindlichen Komponenten der Schaltschränke und Verteilerkästen des LLS-Systems	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen	Spätestens bei der ² Abschaltung nach der Abschaltung VD4
PNPE0333 Band A	Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der Stützkonstruktion DRR (Dossier de Référence Réglementaire, Referenzdokument für behördliche Vorschriften) – Bezüglich der Verstärkungen im Zusammenhang mit den DRR	Regulatorische Referenzunterlagen Bestimmungen Kernbereich	Spätestens bei der ² Abschaltung nach der Abschaltung VD4
PNPE0333 Band B	Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Unterstützung (Dossier de Référence Réglementaire, Referenzdokument für behördliche Vorschriften) – Bezüglich der Verstärkungen im Zusammenhang mit dem SND	Regulatorische Referenzunterlagen Kernbestimmungen	Spätestens in Phase B
PNPE0342	Ersatz der an den Primärrohrleitungen und Primärböden der Dampferzeuger angebrachten Faserisolierungen durch Metallisolierungen, die bei einem Bruch am Fuß des Dampferzeugers Fasern freisetzen können	Überprüfung der Systeme	Spätestens bis Juni 2027
PNPE0349	Ersatz von Detektoren des Brandmeldesystems (JDT): ATEX-Geräte	Aggressionen (Explosion)	Spätestens Ende 2025
PNPE0377	Verstärkung der Widerstandsfähigkeit der Kompressions- und Filteranlage des Gebäudes U5 bei Erdbeben der SMS-Stärke.	Unfall mit Kernschmelze Aggressionen (Erdbeben)	Spätestens in der Phase Ergänzungen
PNPE0410	Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes	Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen Harter Kern	Spätestens im April 2029
PNPP0419	Einbau eines AAR bei Erdbeben – Korrekturmaßnahme	Bestimmungen Kernbereich	Spätestens bei der ersten Abschaltung nach der Abschaltung VD4

Änderungen, die im Rahmen einer spezifischen Planung am Block 3 des Kernkraftwerks Bugey umgesetzt werden			
Nummer	Bezeichnung	Thema	Frist für die Umsetzung
PNPP0440	Renovierung des Gaslöschsystems der Ausweichstelle A	Angriffe (Brand)	Spätestens in Phase B
PNPP0485	Zuverlässigkeitsverbesserung der KRT-Ketten VVP/N16	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen	Spätestens bei der ² Abschaltung nach der Abschaltung VD4
PNPP0683	CCL-Bau – Weiterleitung der Steuerungskontrolle an das CCL	Lokales Krisenzentrum	Spätestens Ende 2026
PNPP0765	Bau CCL	Lokales Krisenzentrum	Spätestens Ende 2026
PNPP0877	Einrichtung einer Vorrichtung zur Abfederung des Aufpralls einer Verpackung mit abgebrannten Brennelementen	Brennstoffbecken Kernhärte-Maßnahmen	Spätestens Ende 2025
PNPP0907 Band I	PTR bis – Behebung des Problems der Blasenbildung in Schwimmbädern BK	Brennstoffbecken Kernbestimmungsvorschriften	Spätestens in Phase B
PNRL0947	Ersatz der Faserisolierungen vom Typ „Protect 1000S“ für Hilfsleitungen mit einem Durchmesser von 50 Millimetern oder mehr, die bei einem Bruch im Hauptprimärkreislauf Fasern freisetzen können	Überprüfung der Systeme	Spätestens Ende 2027
PNRL0954	Anbringung von Sicherheitsumreifungen an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters	Überprüfung der Systeme	Spätestens Ende 2025

GLOSSAR

Abkürzungen	Bezeichnung
Wichtigste grundlegende Systeme	
ANG	Normale Versorgung der GV
APG	Entlüftungssystem für Dampferzeuger
ASG	Notstromversorgungssystem für Dampferzeuger
ASG-ND	Sekundäre Kernkühlung
CFI	Filtration des Umlaufwassers
CRF	Umwälzwasser
CSI	Isolierung des Umlaufwasserkreislaufs
CTE	Behandlung des Umlaufwassers
DCC	Klimatisierung des Kontrollraums und der Nebenräume
DEB	Kalt- und Warmwasserverteilungssystem für Verwaltungsgebäude und Nebengebäude
DEG	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für den Reaktorblock
DEL	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für das Elektrizitätsgebäude
DMK	Fördersystem im BK
DMR	Fördersystem im BR
DSL	Sicherheitsbeleuchtung
DTV	Übertragung – Telefon – Personensuche
DUS	Diesel als letzte Rettung
DUV	Belüftungssystem für die Räumlichkeiten des DUS
DVx	Lüftung und Klimatisierung (der Buchstabe x wird je nach den betroffenen Räumlichkeiten durch einen oder zwei Buchstaben ersetzt). Insbesondere: <ul style="list-style-type: none"> - DVLd: Belüftung von Elektroräumen, - DVLe: Belüftung und Beheizung der Zugänge und verschiedenen Räume des Elektroraums, - DVNd: Belüftung des BK.
EAS	Wassersprühsystem im Sicherheitsbehälter
EAS-ND	System zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter
EAU	Instrumentierung des Sicherheitsbehälters (Auskultation und seismische Messungen)
EBA	Belüftungssystem mit offenem Kreislauf bei abgeschaltetem Reaktor, Gebäude Reaktor
EBG	Rohwasser Allgemeine Dienste
ECF	Dichtheitskontrolle der Durchführungen und Schleusen des Reaktorgebäudes
EPP	Dichtheit der Durchführungen der Umzäunung – Leckagekontrolle
ETS	Versorgung mit entmineralisiertem Wasser
ETY	Druckentlastungssystem der Kammer – Kontrolle des Wasserstoffgehalts im Falle eines Unfalls
EVC	Belüftungssystem für den Tankraum
EVF	Belüftungs- und Filterungssystem im Inneren des Reaktorgebäudes
GHE	Ölkreislauf, Dichtung des Generators
GNU	Gaslager, Speicherung außerhalb der Tranchen
GRV	Füll-, Entleerungs- und Nachfüllkreislauf H_2 des Generators
GSE (CP1) / GRE (CP2)	Turbinensicherungen (CP1) / Einstellung und Steuerung der Turbine (CP2)

Abkürzungen	Bezeichnung
JDT	Branderkennung
JPC	Erdbebensichere Löschwassergewinnung
JPD	Feuerlöschwasserverteilung außerhalb des Kernkraftwerks
JPI	Brandschutz für Primärpumpen
JPL	Brandschutz für elektrische Räume
KCO	Multifunktionale Elemente im Zusammenhang mit der Verwendung der zentralen Relaisstation
KHY	Wasserstoffdetektion im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen
KIS	Seismische Instrumentierung
KPR	Rückzugspanel
KPS	Sicherheitsplatte
KRG	Allgemeine Regelung
KRT	Strahlenschutzmaßnahmen
KSC	Instrumentierung im Kontrollraum
KUS	Steuerung und Überwachung des LHU-Systems
LAA	230-V-Gleichstromerzeugung für die unterbrechungsfreie Stromversorgung der 220-V-Wechselstrom-Wechselrichter LNE
LBi	Erzeugung und Verteilung von 125 V Gleichstrom
LCi	Erzeugung und Verteilung von 48 V Gleichstrom
LGi	Verteilung 6,6 kV ohne Notstromversorgung
LHA/B	Verteilung 6,6 kV Wechselstrom mit Notstromversorgung
LHC	6,6-kV-Verteilung mit Notstromversorgung
LHG/LHH	Notstromversorgung mit 6,6 kV Wechselstrom (Stromaggregate)
LHT	Diesel-Notstromversorgung
LHU	Notstromversorgung 6,6 kV (autonome Quelle – DUS)
LKi	380-V-Verteilung ohne Notstromversorgung
LLi	Verteilung 380 V mit Notstromversorgung
LNi	Erzeugung und Verteilung 220 V Wechselstrom
LUU	Erzeugung und Verteilung 380 V Notstrom
PMC	Brennstoffhandhabungssystem
PTR	System zur Aufbereitung und Kühlung des Schwimmbadwassers
RAZ	System zur Lagerung und Verteilung von Stickstoff (für nukleare Zwecke)
RCP	Primärkreislauf
RCV	Chemisches und volumetrisches Kontrollsystem
REA	Wasser- und Bor-Nachfüllsystem
SAR	Regelluftsystem
SGZ	Gasspeicher
TEG	System zur Behandlung gasförmiger Abfälle
TEP	Primäres Abwasserbehandlungssystem
TER	System zur Kontrolle und Ableitung von Abwässern (TER-S: Gesundheitstank des TER-Systems)
TEU	System zur Behandlung von Abwasser
VCDa	Bypass-System der Hauptturbine mit Ableitung in die Atmosphäre
Wichtigste Gebäude	

Akronyme	Bezeichnung
BAC	Gebäude für Hilfsaggregate
BAN	Gebäude für nukleare Hilfsmittel
BANG	Gebäude für allgemeine nukleare Hilfsanlagen
BK	Brennstoffgebäude
BL	Gebäude für elektrische Anlagen
BPO	Gebäude Westrand
BR	Reaktorgebäude
BTE	Abwasseraufbereitungsgebäude
BTC	Gebäude für den Transport von Paketen (Raum des BANG für die Verladung von Paketen zur Evakuierung)
BW	Gebäude für die Nebenräume des BR
Verschiedene Begriffe	
AAC	Warmstillstand
AAR	Automatische Reaktorabschaltung
ACEM	Brennstoffelemente in Bearbeitung
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation
AIF	Blitzschlaganalyse
AIP	Wichtige Aktivität zum Schutz der Interessen
AMC	Massiver Eintrag von Verstopfungen
AN	Normaler Stillstand
ANDRA	Nationale Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle
AN/GV	Normaler Stopp des Dampferzeugers
AN/RRA	Normale Abschaltung des RRA
AOC	Lagerbereiche für kontaminierte Werkzeuge
AOX	An Aktivkohle adsorbierbare organische Halogenverbindungen (Adsorbable Organic Halogen) – Verbindungen, die aus der Reaktion von Chlor entstehen
AP	Affaire Parc
API	Stillstand wegen Eingriff
APR	Anhalten zum Nachladen
APRP	Unfall mit Verlust von Primärkühlmittel
APRP 2A	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels doppelt diskutierte Guillotine
APRP BI	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels Zwischenbruch
ASN	Behörde für nukleare Sicherheit
ATEX	Explosionsfähige Atmosphäre
ATWS	Anticipated Transients Without Scram (Zwischenfälle ohne automatische Reaktorabschaltung)
BLEVE	Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion
BONNA (Rohrleitung)	Betonrohr mit Blechkern
BPVA	Niedriger Dampfdruck
BREF	Beste Referenz
BT	Niedrige Spannung
CAF	Anti-Peitschen-Rahmen
Cb	Borkonzentration
CBAT	Betorkern-Stahlblech-Rohr

Akronyme	Bezeichnung
CCND	Steuerung-Kommando-Kern
CCL	Lokales Krisenzentrum
CDG	Falsche Positionierung, Sturz von Trauben oder einer Gruppe von Trauben
CDU	Einzelnes Ausfallkriterium
CEA	Kommissariat für Atomenergie und alternative Energien
CEM	Elektromagnetische Verträglichkeit
CENTRACO	Kernkraftwerk für Aufbereitung und Konditionierung
CIRES	Industriezentrum für Sammel-, Zwischen- und Endlagerung
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CGB	Hochwasser im großen Einzugsgebiet
CLA	Wellengang
CLI	Lokale Informationskommission
CNI	Kette für Fortgeschrittene
CNP	Leistungsstufe
CNPE	Kernkraftwerk
CNS	Neutronenquelle
CP0	Reaktoren mit einer Leistung von 900 MWe und ähnlicher Bauweise (Blöcke am Standort Bugey)
CPB	Hochwasser im Petit Bassin-Einzugsgebiet
CPP	Hauptprimärkreis
CPY	Reaktoren mit einer Leistung von 900 MWe und ähnlicher Bauweise (umfasst die Stufen CP1 und CP2)
CRT	Gesamtchlorrestgehalt
CSA	Lagerstätte in Aube (für schwach- und mittelradioaktive Abfälle)
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreislauf
DA	Änderungsantrag
DAC	Verhaltensanalyseakten
DAO	Optimales Auskultationsgerät
DAPE	Eignungsakte für die Fortsetzung des Betriebs
DC	Zusätzlicher Bereich oder zusätzliche Bestimmung
DCC-LH	Gemeinsame Ursache für den Ausfall der LH-Schalttafeln
DCH	Direkte Eindämmungsheizung
DDOCE	Beschädigung oder Funktionsstörung von Bauwerken, Schaltkreisen oder Ausrüstungen
DeD	Äquivalenter Durchfluss Dosis (in Sievert pro Zeiteinheit)
DMCP	Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf
DMRI	Maßnahmen zur Brandrisikokontrolle
DOR	Leitfaden für die regelmäßige Überprüfung
DP	Sonderantrag
DPN	Direktion für Kernenergieproduktion
DRR	Regulatorische Referenzunterlagen
DSD	Auslegungsbeben
DUS	Diesel als letzte Notfallversorgung

Akronyme	Bezeichnung
EC	Konformitätsabweichung
EN	Erforderliche Ausrüstung
ECOT	Prüfung der Konformität der Tranchen
ECP	Verfahren zur Steuerung des Primärkreislaufs
ECPE	Elemente, die zur Umweltleistung beitragen
ECR	Äquivalent der umgesetzten Hüllschicht
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen
EDA	Ausrüstung für Notfälle
EDF	Electricité de France
EDG	Auswurf eines Clusters
Dominoeffekte	Ein gefährliches Ereignis, das eine oder mehrere Anlagen eines Betriebs betrifft und ein weiteres Ereignis in einer Anlage oder einem benachbarten Betrieb auslösen könnte, was zu einer allgemeinen Verschlimmerung der Auswirkungen des ersten Phänomens führen würde
Klippeneffekt	Plötzliche Veränderung des Verhaltens einer Anlage, die ausreicht, um eine geringfügige Änderung des für einen Unfall vorgesehenen Szenarios zu verursachen, dessen Folgen dann erheblich verschlimmert werden.
EIP	Wichtiges Element für den Schutz der Interessen
EIPI	Wichtiges Element für den Schutz der Interessen gegenüber Nachteilen
EIPR	Wichtiges Element für den Schutz der Interessen gegenüber konventionellen Risiken
EIPS	Wichtiges Element für den Schutz der Interessen gegenüber Sicherheitsrisiken (Zwischenfälle und radiologische Unfälle)
EJP	Spezifische Begründungsstudie
EN	Erforderliche Ausrüstung
NDT	Zerstörungsfreie Prüfung
EP	Regelmäßige Prüfung
PSA	Persönliche Schutzausrüstung
EPR	European Pressurised Reactor – gehört zur dritten Generation von Kernreaktoren vom Typ Druckwasserreaktor
EPRESSI	Methode zur Bewertung der tatsächlichen Leistung von Sektorisierungselementen unter Feuer
EPRI	Electric Power Research Institute
EPS	Probabilistische Sicherheitsstudien
ER	Requalifizierungstest
ESP	Einwandige Umschließung
ESPN	Unter Druck stehende nukleare Ausrüstung
ESE	Umweltrelevantes Ereignis
ESS	Bedeutendes Ereignis für die Sicherheit
Ex	Abwassernetz für das Maschinenraum-Sickwasser (auch SEK-Behälter)
FAIOP	Brandschutz-Maßnahmenblatt für Bediener
FARN	Nukleare schnelle Eingreiftruppe
FAV	Altersanalyseblatt
FA-VC	Geringe Aktivität – Kurze Lebensdauer
FE	Abweichungsblatt

Akronyme	Bezeichnung
FMGC	Wartungsblätter für den Tiefbau
FPPI	Längerer Betrieb bei mittlerer Leistung
GC	Tiefbau
GES	Notstromaggregat
GHE	Dichtungsöl für die Lichtmaschine
GMPP	Primäre Motorpumpengruppe
GNU	Gaspark
GP	Ständige Expertengruppe
GPO	Ständige Gruppe für Leitlinien
GPR	Ständige Expertengruppe für Reaktoren
GRV	Befüllung und Entleerung des Generators mit H2
GV	Dampferzeuger
GVR	Ersatzdampferzeuger
H1	Vollständiger Ausfall der Kältequelle
H2	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung der Dampferzeuger
H3	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung
H4	Einleitung einer gegenseitigen Notversorgung der Pumpen für die Sicherheitsinjektion und Sprinkleranlage im Notfall
HDU	Gebäude, in dem sich der Notdiesel befindet
HT	Hochspannung
HTB	Hochspannung B
ICB	Wechselwirkung Corium Beton
ICPE	Für den Umweltschutz klassifizierte Anlage
IEM	Elektromagnetische Störungen
IOTA	Anlagen, Bauwerke, Arbeiten und Einrichtungen
IGALL	Internationale allgemeine Erkenntnisse zum Thema Altern
IJPP	Injektion in die Fugen der Primärpumpen
INB	Grundlegende kerntechnische Anlage
INES	Internationale Bewertungsskala für nukleare Ereignisse
INSAG	Internationale Beratungsgruppe für nukleare Sicherheit
IPG	Wechselwirkung zwischen Pastille und Hülle
IPS	Wichtig für die Sicherheit, Sicherheitsklassifizierung
IPS-NC	Wichtig für die Sicherheit, nicht als sicherheitstechnisch eingestuft
IRSN	Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
IS	Sicherheitsinjektion
ISBP	Niederdruck-Sicherheitsspritze
ISHP	Hochdruck-Sicherheitsspritzen
ISO	ISO-Norm, erstellt von der International Organization for Standardization (Internationale Internationale Organisation für Normung)
LDS	Standortgrenze
LIE	Untere Explosionsgrenze
LLS	Notfall-Turbogenerator
MAFFE	Modell zur Untersuchung der Auswirkungen kalter Rauchgase auf Elektronik

Akronyme	Bezeichnung
MA-VC	Mittlere Aktivität – Kurze Lebensdauer
MC	Zustandsabhängige Wartung
MCG	Cluster-Steuerungsmechanismen
MDTE	Fehlende externe Spannung
MEL	Freigesetzte Masse und Energie
MES	Schwebstoffe
MFEAN 0 % PN	Fehlfunktion des normalen Trinkwassers 0 % PN
MFEAN 100 % PN	Fehlfunktion des normalen Trinkwassers 100 % PN
MLC	Lokale Krisenmaßnahmen
MQCA	Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikokontrolle
MS	Systematische Wartung
MTD	Beste verfügbare Technik
N4	Gruppe von Reaktoren mit einer Leistung von 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	Kern
NF	Französische Norm
NPGV	Vorbeugende Reinigung von Dampferzeugern
NPSH	Net Positive Suction Head (Netto-Saughöhe)
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Strategiepapier zur schrittweisen Qualifizierung
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
OISP	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckbehälters
OISS	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils bei 0 % Pn
OVCC	Beobachtungsstelle für die Alterung der Steuerungs- und Kontrollsysteme
PA	Aktivierungsprodukte
PA CSTA	Aktionsplan Feststellung
PAI	Brandschutzplan
PMOX	PARITÄT MOX – Brennstoffmanagement
PAV	Lüftungsaktionsplan
PBES	Niedrigste Sicherheitswasserstände
PBMP	Grundlegendes Programm zur vorbeugenden Wartung
PCC	Anlagenzustandskategorie
PEAN	Verlust des normalen Trinkwassers
PEE	Verfahren zur Durchführung von Prüfungen
PEPSSI	Bewertungsgrundsatz für die Angemessenheit der Brandabschnittunterteilung
PF	Spaltprodukte
PFG	Möglichkeit eines Flächenbrandes
PFI	Starker Regen
PFL	Möglichkeit eines lokalen Feuers
PGGV	Durch starken Wind erzeugte Projektile
PGVE	Durch extreme Winde erzeugte Projektile

Akronyme	Bezeichnung
PIC	Programm für ergänzende Untersuchungen
PLMP	Lokales Programm zur vorbeugenden Wartung
PLMV	Lokales Programm zur Alterungskontrolle
PLU	Lokale Regenfälle
Pn	Nennleistung des Kerns
PNPP	Nationale Programmplanung nach Stufen
PPDP	Teilverlust des Primärdurchflusses
PPR	Programm zur Neubewertung von Grundsätzen
PSPR	Stelle zur Überwachung der Risikoprävention
PT ASN	Technische Vorschrift ASN
PTAE	Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung und der Hauptdieselmotoren
PTC	Vollständiger Verlust der Last und/oder Auslösung der Turbine
PUI	Interner Notfallplan
PV	Volumetrischer Schutz
PZR	Druckerhöhungsanlage
F&E	Forschung und Entwicklung
R1GP	Entfernen einer Leistungsregelungsgruppe
RAG	Alkali-Granulat-Reaktion
RAM	Stromversorgung der Steuerungsmechanismen der Cluster
RAP	Passive autokatalytische Rekombinatoren
RBPP	Blockierter Rotor einer Primärmotor-Pumpe
RCD	Reaktor vollständig entladen
RCR	Bericht über die Schlussfolgerungen der regelmäßigen Überprüfung
RDI	Risiko interner Dominoeffekte
RDP	Druckausgleichsbehälter
RDS	Sicherheitsbericht
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REP	Druckwasserreaktor
REU	Risiko einer einzelnen Explosion
REX	Erfahrungsrückfluss
RFC	Risiko einer Kernschmelze
RFDP	Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses
RFS	Grundlegende Sicherheitsregel
RGE	Allgemeine Betriebsregeln
RGV	Ersatz des Dampferzeugers
RIE	Explosionsgefahr durch einen großflächigen Brand externer Ursache
RIGZ	Unkontrollierter Rückzug der Regelgruppen beim Start
RNP	Anstieg des Grundwasserspiegels
ROR	Bruch eines Stauwehrs
RP	Regelmäßige Überprüfung
RP	Leistungsreaktor
RPC	Besondere Verhaltensregeln

Akronyme	Bezeichnung
RSEM	Vorschriften für die Überwachung des Betriebs mechanischer Geräte
RSI	Interne Sulfatierung
RTE	Bruch einer Hauptwasserleitung
RTGV	Bruch eines Dampferzeugerrohrs
RTGV3	Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 3
RTGV4	Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 4
RTHE	Bruch einer Hochenergie-Rohrleitung
RTV	Bruch einer Dampfleitung
RTV3	Erheblicher Bruch einer Dampfleitung
SAPA	Anschlusstation für kleine Anwendungen
SDC	Kontrollraum
SDD	Auslegungserdbeben
SEI	Schwelle irreversibler Auswirkungen
SEL	Liste der seismischen Ausrüstung
SELS	Schwelle für signifikante tödliche Auswirkungen
SF-ND	Kalte Quelle mit hartem Kern
SIP C	Steuerungsteil des Prozessinstrumentierungssystems
SIR	Reagenzien-Einspritzsystem – Chemische Aufbereitung des Sekundärkreislaufs
SIREne	Informationssystem für nukleare Ableitungen und Umwelt
SME	Umweltmanagementsystem
SMI	Integriertes Managementsystem
SMHV	Historisch wahrscheinlichstes Erdbeben
SMS	Erdbeben mit erhöhter Sicherheit
SND	Hartkernbeben
SO	Ausreichend offen
SOH	Soziale, organisatorische und menschliche Faktoren
SPEL	Schwellenwerte für erste tödliche Auswirkungen
SRI	Referenzsituation für das Hochwasserrisiko
SSC	Strukturen, Systeme und Komponenten
SXS	Sammlung, Kontrolle und Ableitung von Abwässern aus dem Sekundärkreislauf
TA	Hilfstransformator
TAC	Verbrennungsturbine
TAM	Hardwarezugriffspuffer
TAS	Notstromgenerator
Td	Verfügbarkeitstemperatur der Hardware
TEPCO	Tokyo Electric Power Company
TFA	Sehr schwach aktiv
THE	Hochenergie-Rohrleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Beschädigung
TOR	Alles oder nichts
TA	Hilfstransformator

Akronyme	Bezeichnung
TP	Haupttransformator
TS	Abzweig-Transformator
TSD	Begriff Quelle Trümmer
TTS	Serienkopf
U3	Letztes Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für EAS-Systeme und ISBP
U5	Letztes Verfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der Abgase, wird bei einem Anstieg verwendet langsamer Druckanstieg im Reaktor nach einem Unfall mit Kernschmelze
UMIS	Mobile Einsatzgruppe vor Ort
UNGG	Natürliches Uran Graphit Gas
VD2	Zweite Zehnjahresinspektion
VD3	Dritter Zehnjahresbesuch
VD4	Vierter Zehnjahresbesuch
VP	Teilbesuch
WANO	Weltverband der Kernkraftwerksbetreiber
WENRA	Verband der westeuropäischen Atomaufsichtsbehörden
ZER	Regulierte Notfallzone
ZNIEFF	Naturgebiet von ökologischem, faunistischem und floristischem Interesse
ZII	Zonen mit interner Überschwemmung



EDF SA
22-30 avenue de Wagram 75382 Paris
cedex 08 – Frankreich
Kapital von 2.084.365.041 *ec* / *ros*
552.081.317 Handelsregister Paris