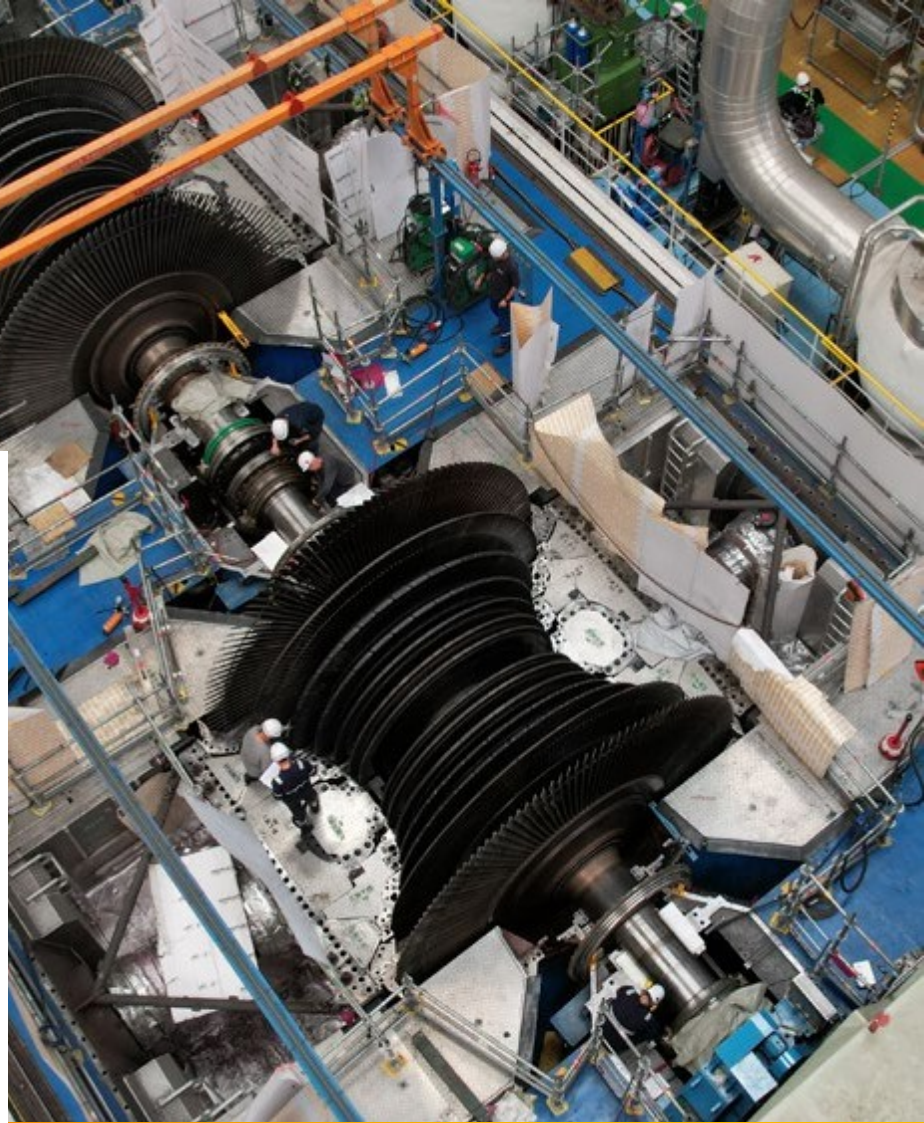




Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly

Route d'Ouzouer
45 570 Ouzouer-sur-Loire

REAKTOR NR. 3



Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4 periodische Überprüfung

ANLAGE **3**

Beschreibung der vom Betreiber
vorgeschlagenen Maßnahmen
im Anschluss an die regelmäßige
Überprüfung

Inhaltsver

1	Einleitung	3
2	Verbesserung der nuklearen Sicherheit im Rahmen der 4periodischen Überprüfung der 900-MWe-Anlagen	4
3	Vom Betreiber im Anschluss an die 4periodische Überprüfung vorgeschlagene Maßnahmen	7
3.1	Maßnahmen im Bereich „Risiken“	8
3.1.1	Maßnahmen zur Einhaltung der Vorschriften für die Anlage	8
3.1.2	Bestimmungen zur Neubewertung der Sicherheitsstufe	9
3.2	Bestimmungen zum Aspekt „Nachteile“	47
3.3	Bestimmungen zur langfristigen Erhaltung der Anlagen	49
Anhang 1	Liste der vom Betreiber vorgeschlagenen Maßnahmen	50
Anhang 2	Übersichten	53

1

Einleitung

Dieses Dokument beschreibt die von EDF im Anschluss an die 4.^{te} regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vorgeschlagenen Maßnahmen. Es ist Teil Nr. 3 der Unterlagen für die öffentliche Anhörung zum Bericht über diese Überprüfung und entspricht somit Artikel R. 593-62-4 des Umweltgesetzbuchs:

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

Dieses Dokument dient als ergänzende Erläuterung zum Überprüfungsbericht (Anlage 2 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung), der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist. Es stellt die von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen dar, d. h. die Maßnahmen, die im Rahmen des Industrieprogramms nach der Veröffentlichung des Überprüfungsberichts zu Dampierre 3 vorgesehen sind. Die Vollständigkeit der Maßnahmen ist in Anlage 2 enthalten.

2

Verbesserung der nuklearen Sicherheit im Rahmen der 4-periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generation

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

1- Der Bereich „Risiken“:

- Überprüfung der Konformität der Anlage hinsichtlich der für sie geltenden Anforderungen und Vorschriften.
- Erhöhung des Nuklearsicherheitsniveaus durch die allgemeine Ausrichtung der RP4 900, die darauf abzielt, die für Reaktoren der 3-Generation festgelegten Sicherheitsziele zu erreichen, wobei der EPR in Flamanville 3 als Referenzreaktor von EDF dient. Diese Ausrichtung wurde in vier technische Ziele unterteilt.

ACCIDENTS SANS FUSION DU CŒUR Objectifs ■ Respecter les critères de sûreté des études d'accidents en intégrant les évolutions des connaissances. ■ Tendre vers des niveaux de conséquences radiologiques ne nécessitant pas la mise en œuvre de mesures de protection de la population.	AGRESSIONS Objectifs ■ S'assurer de la robustesse des installations à des niveaux d'agressions réévalués à l'occasion du réexamen ainsi qu'aux préconisations internationales (WENRA). ■ Viser un risque de fusion du cœur global incluant les agressions de quelques 10^{-5} / année réacteur.
ACCIDENTS AVEC FUSION DU CŒUR Objectifs ■ Rendre le risque de rejets précoces et importants extrêmement improbable. ■ Éviter les effets durables dans l'environnement.	PISCINE COMBUSTIBLE Objectifs ■ Rendre le découverture des assemblages de combustible lors de vidanges accidentelles et de perte de refroidissement extrêmement improbable.

Abbildung 1. Technische Ziele der Überprüfung

Die von EDF als Reaktion auf die von der ASN nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 erlassenen Vorschriften umgesetzten sogenannten „Noyau Dur“-Maßnahmen tragen zur Erreichung der Ziele des RP4 900 bei (siehe §3.1.2.5.1).

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

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

Gemäß dem Schreiben ASN CODEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021 bezüglich der „Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung“ wird EDF am Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly alle mit dem RP4 900 verbundenen Maßnahmen spätestens fünf Jahre nach Veröffentlichung des Überprüfungsberichts umsetzen.

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

- Die Änderungen, die vor (bei laufendem Reaktor) oder während der Abschaltung für die 4 Zehnjahresinspektion von Dampierre 3 („Phase A“) umgesetzt werden. Zum Zeitpunkt der öffentlichen Anhörung sind diese Änderungen in Dampierre 3 bereits umgesetzt.
- Die Änderungen, die nach der Abschaltung im Rahmen der 4-Zehnjahresinspektion von Dampierre 3 umgesetzt werden. Ihre Umsetzung ist vorgesehen:
 - entweder im Rahmen der „Phase B“, spätestens im Juni 2029,
 - Entweder im Rahmen der Phase „Ergänzungen zu Phase B“, spätestens im Juni 2029.
 - Entweder im Rahmen eines spezifischen Bauabschnitts unter Einhaltung der Frist bis Juni 2029 (was der Frist von spätestens fünf Jahren nach Vorlage des Berichts zur Überprüfung entspricht).

Der Bericht zur Überprüfung von Dampierre 3 (Gegenstand der öffentlichen Anhörung und Anlage 2 der Akte) stellt für jeden Themenbereich die Ziele der Überprüfung dar und nennt die Maßnahmen, mit denen diese Ziele erreicht werden können. Er umfasst sowohl die Maßnahmen der Überprüfung, die vor oder während der Abschaltung von Dampierre 3 für die Zehnjahresinspektion umgesetzt wurden, als auch die von EDF im Anschluss an die Überprüfung von Dampierre 3 vorgeschlagenen Maßnahmen (deren Beschreibung in diesem Dokument enthalten ist).

Die von EDF im Anschluss an die 4^{periodische} Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen sollen im Rahmen eines Industrieprogramms bis 2029 umgesetzt werden.

Der folgende Ablaufplan fasst die wichtigsten Etappen der spezifischen Phase der 4-periodischen Überprüfung von Dampierre 3 zusammen.

Die vollständige Zeitleiste, die auch die allgemeine Phase¹ der 4-^(e)periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren beschreibt, ist in Anlage 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung enthalten.

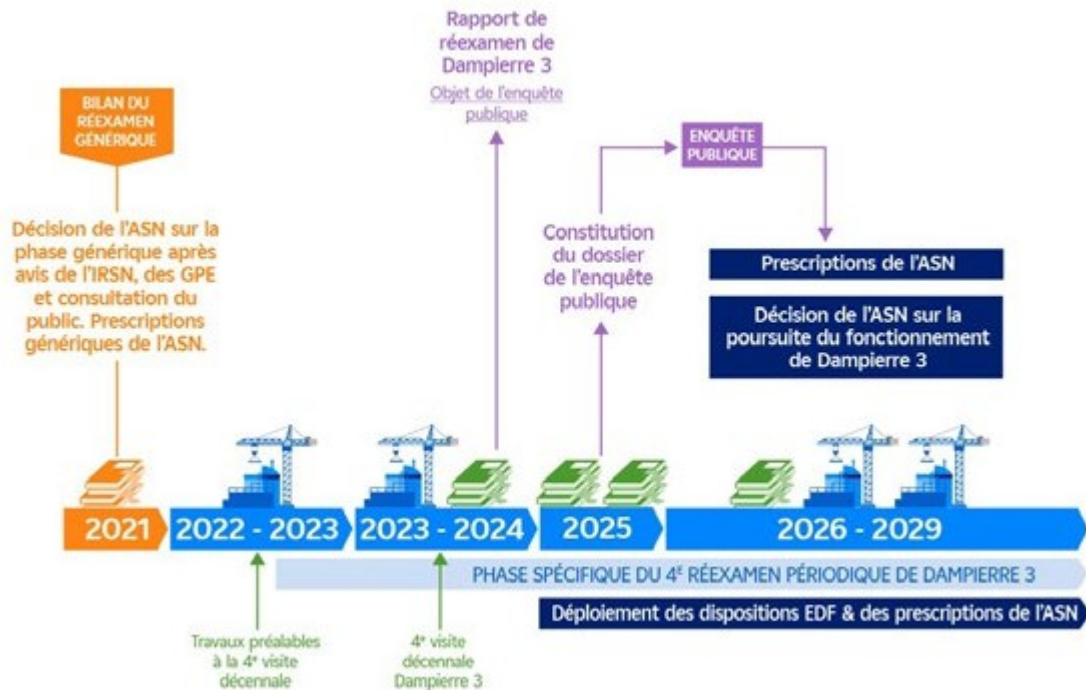


Abbildung 2. Die wichtigsten Etappen der 4-periodischen Überprüfung von Dampierre 3

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

3

Vom Betreiber vorgeschlagene Maßnahmen

Im Anschluss an die 4.
periodische Überprüfung

Die vom Betreiber im Anschluss an die 4^{te}periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vorgeschlagenen Maßnahmen ergänzen die bereits umgesetzten Maßnahmen.

Sie sind thematisch entsprechend den drei Hauptbereichen der Überprüfung gegliedert.

Für jede vorgeschlagene Bestimmung werden die Informationen wie folgt dargestellt:

TITEL	Enthält den Titel der vorgeschlagenen Bestimmung
Thema	Gibt das betreffende Hauptthema sowie die technischen Ziele an (beim Thema „Sicherheit“)
Typologie	Stellt die Art der Bestimmung dar: • Ergänzende Studien zur Vertiefung bestimmter Sachverhalte. Diese ergänzenden Studien können zu baulichen Maßnahmen und/oder betrieblichen Maßnahmen führen. • „Technische“ Bestimmungen, die auf eine Änderung der Anlagen abzielen. • „Betriebsbezogene“ Bestimmungen, bestehend aus Änderungen der Allgemeinen Betriebsvorschriften („RGE“): Vorgaben für den Normalbetrieb, Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls. • Einige Studien sind derzeit im Gange, insbesondere wenn sie den Vorgaben der ASN entsprechen, die auf der Grundlage der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassen wurden (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Februar 2021, geändert durch die Entscheidung Nr. 2023-DC-0774 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 19. Dezember 2023²). Es werden aktuelle Informationen bereitgestellt. Die Bestimmung gilt als „in Prüfung“.
Anwendbarkeit	Gibt die Anwendbarkeit der Bestimmung an: • Generisch für die Baureihe: Die Bestimmung betrifft alle Reaktoren der Baureihe 900 CPY im Rahmen ihrer vierten periodischen Überprüfung. • Reaktorspezifisch: Die Bestimmung betrifft den Reaktor, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist, gilt jedoch nicht für alle Reaktoren der Baureihe 900 CPY. Sie kann sich auf mehrere Reaktoren beziehen (beispielsweise alle Reaktoren eines Kraftwerks).

Ziel: Stellt das Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung dar.

Technische Erläuterung: Liefert die technische Erläuterung zur vorgeschlagenen Bestimmung.

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

3.1 - Bestimmungen zum Bereich „Risiken“

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

3.1.1. BESTIMMUNGEN ZUR KONFORMITÄT DER ANLAGE GEMÄ

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

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

² Sofern nicht anders angegeben, stammen alle im weiteren Verlauf dieses Dokuments genannten Vorschriften aus dieser Entscheidung.

- Konformitätsmanagement.
- Die Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT).
- Das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC).
- Ein Programm zur Überprüfung der Systemkonzeption.
- Spezifische Prüfungen.

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

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

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

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

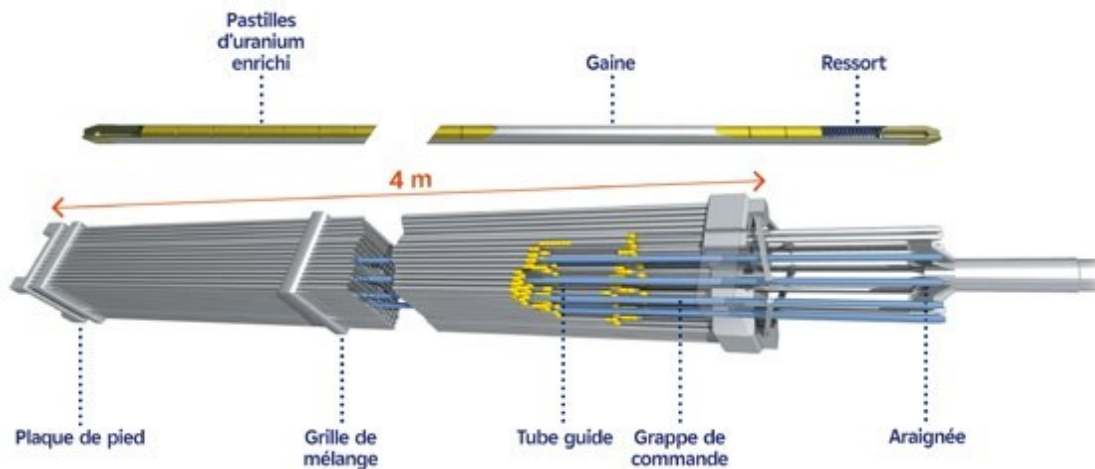


Abbildung 3. Schematische Darstellung eines Brennstoffstabs und einer Brennelementkassette

➤ 3.1.2. BESTIMMUNGEN ZUR NEUBEWERTUNG DES SICHERHEITSNIVEAUS

3.1.2.1. Bestimmungen zu Unfällen ohne Kernschmelze

Anlässlich des RP4 900 wurden die Unfallstudien des Sicherheitsberichts unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken überprüft.

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

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

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

ÜBERSCHRIFT	Druckerhöhung in den Borwasser-Akkumulatoren des Sicherheitsinjektionssystems
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Auslegung
Anwendbarkeit	Allgemein – Zwischenstufe

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

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

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

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Einstellung der Gasversorgungsdruckregler zu ändern, die für die Druckbeaufschlagung der Speicher und des Überströmventils sorgen, sowie die „oberen“ und „niedrigen“ Alarmschwellenwerte sowie die Kalibrierung der Wasserstandssensoren der Speicher.

TITEL	MOX-Brennstäbe mit auf 16 bar gesenktem Fülldruck
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Bestimmung
Anwendbarkeit	Reaktorspezifisch

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

Technische Erläuterung: Um eine größere Sicherheitsmarge hinsichtlich des Brennstoffverhaltens bei einem Unfall mit Primärkühlmittelverlust (Szenario eines mittelgroßen Bruchs im Hauptprimärkreislauf) zu gewährleisten, sieht die vorgeschlagene Maßnahme eine Senkung des Fülldrucks der MOX-Brennstäbe auf 16 bar vor. Diese Senkung erfolgt werkseitig bei der Herstellung der MOX-Brennstäbe.

Eine Abbildung eines Brennstoffstabs ist in Abbildung 3 dargestellt.

TITEL	Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	Vertiefung der im Sicherheitsbericht enthaltenen Studien zum Sicherheitsnachweis und Festlegung der Betriebsvorschriften (Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls)
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

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

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit für Unfälle ohne Kernschmelze: Berücksichtigung der Folgemaßnahmen zu den Empfehlungen der Ständigen Expertengruppen³ hinsichtlich der Kriterien für das Verhalten des Brennstoffs und der Unfallstudien vom 4.^e regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (erweiterte Erkenntnisse) sowie Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen oder dem EPR ergeben. Die Änderungen umfassen insbesondere Folgendes:

- Die Einbeziehung neuer Unfalltransienten in den Sicherheitsbericht:
 - Der Transient eines Dampfrohrbruchs der Kategorie 2 ohne Auslösung der Sicherheitsinjektion (sogenannter „Bruch an der Schnittstelle zur Auslösung der Sicherheitsinjektion“).
 - Der Transient des Brennelementauswurfs ohne automatische Abschaltung des Reaktors durch Anstieg des Neutronenflusses.
 - Transienten bei einem Dampfrohrbruch im Sekundärkreis bei 100 % Nennleistung, mit und ohne Ausfall der externen Stromversorgung des Kraftwerks.
 - Der Transient der homogenen Verdünnung durch den Bruch eines Rohrs im Wärmetauscherkreislauf der Primärpumpen in allen Betriebszuständen des Reaktors.
- Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene in bestimmten Studien:
 - Einsatz einer Berechnungsmethode, die die physikalischen Phänomene für den Transienten des Entfernens eines Leistungsregelstabs aus dem Reaktorkern genauer simuliert (dreidimensionale Modellierung).
 - Ergänzende Berechnungen, um das gesamte Spektrum der Bruchgrößen bei Rohrbrüchen in der Dampfleitung abzudecken.
 - Einsatz eines neuen Berechnungscodes zur Abschätzung der langfristigen Ableitung der Restleistung des Reaktorkerns im Transient bei einem Unfall mit Primärkühlmittelverlust durch einen Zwischenbruch.
 - Einführung eines neuen Berechnungsmodells zur Abschätzung der kurzfristigen Restleistung für den Unfalltransienten eines Primärkühlmittelverlusts durch einen Zwischenbruch.
- Berücksichtigung der Auswirkungen der Verformung der Brennelemente auf neutronische und thermohydraulische Phänomene. Dieser Nachweis untermauert die technische Maßnahme „Begrenzung der Bewegungen der Regelstäbe der Gruppe „R““ (siehe den dieser Maßnahme gewidmeten Absatz weiter unten).
- Die Ausweitung der Sicherheitsuntersuchungen auf eine größere Anzahl von Brennstoffelementkonfigurationen im Reaktorkern, der im „MOX-Paritätsbetrieb“ betrieben wird (Brennstoffmanagementzyklen zur Erhöhung des Schutzes des Reaktorbehälters und sogenannte „variable“ Zyklen).
- Die Ausweitung des Nachweises der Kritikalitätskontrolle auf Fälle eines unfallbedingten Herabfallens von Brennelementen im Reaktorgebäude unter Berücksichtigung des neuen Kritikalitätsreferenzrahmens für Tätigkeiten im Brennelementgebäude und im Reaktor bei offenem Reaktorbehälter.
- Einbeziehung der neuen Auslegungskriterien für das Verhalten des Brennstoffs in Unfallsituationen:
 - Nachweis der Nichtverteilung von Brennstoff im Falle einer Beschädigung seiner Hülle bei Transienten des Brennelementbündelauswurfs und eines blockierten Rotors einer Primärmotorpumpe.
 - Nachweis, dass am Rand der Brennstofftablette kein Schmelzen auftritt, bei Transienten des unkontrollierten Rückzugs beim Anfahren und des Auswurfs von Brennelementbündeln zur Steuerung der Reaktivität.
 - Überprüfung des begrenzten Schmelzens des Brennstoffs am heißesten Punkt des Reaktorkerns bei Unfalltransienten der Kategorie 3^{e4} des Sicherheitsberichts.

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

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

TITEL	Begrenzung der Bewegungen der Regelgruppen der Gruppe „R“
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Betriebsvorschrift (technische Betriebsvorschriften) + materielle Vorschrift
Geltungsbereich	Generisch Stufe

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

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

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

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

TITEL	Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelementkassette
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	Zu prüfende Maßnahmen als Reaktion auf die von der ASNR angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 ^e RP 900 erlassene Vorschrift [Etude-D]
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

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

Technische Erläuterung: Es handelt sich um die Untersuchung der gleichzeitigen Kumulierung eines Unfalls mit Primärkühlmittelverlust und eines Erdbebens. In solchen Situationen können sich die Gitter der Brennelemente verbiegen („ausknicken“), was die Kühlbedingungen der Brennstäbe oder die Fallbedingungen der Reaktivitätsregelstäbe im Reaktorkern verändern kann (Abbildung 3 zeigt das Schema eines Brennelements und der Gitter). EDF hat eine Versuchsreihe durchgeführt, um die Knickgrenze der Gitter in den Brennelementen genauer zu charakterisieren. Dieses Programm bestätigt, dass die derzeitigen Vorkehrungen ausreichen, um eine ordnungsgemäße Kühlung und die Steuerung der Reaktivität des Reaktorkerns bei solchen Unfällen nachzuweisen. Gemäß der Vorgabe [Studie-D] wird EDF die Ergebnisse dieser Versuche und der damit verbundenen Studien im Sicherheitsbericht anlässlich der 5zehnjährigen Inspektion der 900-MWe-Anlagen berücksichtigen.

TITEL	Ausweitung der Studien im ergänzenden Bereich
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	Betriebsvorschriften (Verhalten bei Unfällen) und technische Vorkehrungen
Geltungsbereich	Allgemein – Reaktorstufe

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

Technische Erläuterung: Der ergänzende Bereich umfasst eine Reihe von Unfallszenarien, die zusätzlich zu den Unfallszenarien der ursprünglichen Auslegung der Kernkraftwerke von EDF untersucht wurden. Die Untersuchungen von EDF haben bereits zur Einführung ergänzender Maßnahmen geführt. Die Prüfung der Unterlagen durch die ASN und das IRSN (seit dem 1-Januar 2025 die ASNR) führt zu dem Vorschlag neuer Maßnahmen:

- Eine Weiterentwicklung des Unfallmanagements zur Stabilisierung des Primärkreislaufs während der Rückführung in einen sicheren Zustand bei einer Temperatur von 190 °C im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung oder eines Ausfalls der Notstromverteilerschaltanlagen („LH“-Schaltanlagen) aufgrund einer gemeinsamen Ursache, wobei die Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) mit Notstrom versorgt werden. Diese Temperatur gewährleistet das langfristig einwandfreie Verhalten der Dichtungen der GMPP. Die dem Sicherheitsbericht zugrunde liegenden Studien werden entsprechend aktualisiert.
- Die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters im Falle eines Ausfalls der Kühlquelle, eines Ausfalls der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel) oder eines Ausfalls der „LH“-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet“. Diese Maßnahme ermöglicht es, das Risiko einer Drucksteigerung im Reaktorbehälter in diesen Situationen zu bewältigen.
- Die Nachspeisung über die reaktoreigenen Wasserreserven mittels der „EAS-ND“-Pumpe für den harten Kern, um eine Freilegung des Reaktorkerns zu verhindern, gefolgt von der Umstellung durch den Bediener auf Wassenumwälzung innerhalb des Reaktorgebäudes bei Ausfall der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel), auf Reaktorebene oder im Falle eines Ausfalls der „LH“-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet“. Diese Maßnahmen ersetzen die derzeitige Vorgehensweise, bei der eine Nachspeisung durch Schwerkraft unter Verwendung eines Wassernachspeisesystems eines anderen Reaktors erfolgt.
- Die Nutzung des Reaktor-Zwischenkühlsystems (RRI) durch Kaltwasser aus dem Wasseraufbereitungs- und -kühlsystem der Lagerbecken (PTR). Um in den meisten Situationen wirksam zu sein, erfordert diese Nutzung eine automatische Entlastung bestimmter klassischer Verbraucher des RRI-Systems bereits zu Beginn des Vorfalls, um einen zu schnellen Temperaturanstieg des Wassers im RRI-System zu vermeiden, bevor es durch das Wasser des PTR-Systems gekühlt wird. Sobald die Notkühlung durch das PTR in Betrieb genommen wurde, können die Hauptverbraucher des RRI bei Bedarf wieder angeschlossen werden.

Darüber hinaus ermöglichten die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalysen, die die im Rahmen der vierten Sicherheitsüberprüfung des Reaktors vorgenommenen Änderungen berücksichtigten, die Festlegung neuer ergänzender Maßnahmen, wie beispielsweise die neue Stromversorgung in Verbindung mit der Notstromversorgung für Dampferzeuger mit hartem Kern (ASG-ND).

TITEL	Einbau einer Entnahmevorrichtung für die Primärflüssigkeit im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen)
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

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

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

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

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

Für die Entnahme dieser zweiten Probe muss ein Probenahmesystem an der Ableitung für nicht wiederverwendbare flüssige Reaktorabfälle installiert werden.

Die Probenahmen werden von einem Bediener bei normalem Reaktorstillstand durchgeführt, wobei der Reaktor durch das Stillstandskühlsystem gekühlt wird, etwa 8 Stunden vor dem Anlaufen der ersten Primärpumpengruppe. Ein signifikanter Unterschied in der Natriumkonzentration würde auf das Vorliegen eines erheblichen Lecks hindeuten, wodurch das Anlaufen der Primärpumpengruppen untersagt wäre.



Abbildung 5. Darstellung eines Probennehmers

ÜBERSCHRIFT	Einbau einer Entnahmestelle am Doppelmantel der RIS- und EAS-Kreisläufe
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Zwischenstufe

Ziel: Überprüfung der Integrität der Sicherheitsbehälter bestimmter Sicherheitskreisläufe.

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

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

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

3.1.22 Bestimmungen zu Beeinträchtigungen

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

Die Sicherheitsanalysen in Bezug auf Beanspruchungen bestehen aus einem Teil deterministischer Untersuchungen, deren Ziel es ist, die Möglichkeit nachzuweisen, den Reaktor in einen sicheren Zustand zu versetzen und diesen dauerhaft aufrechtzuerhalten. Sie werden, sofern relevant, durch einen probabilistischen Teil (probabilistische Sicherheitsanalysen, „EPS“) ergänzt. Darüber hinaus wurde das Ausmaß der Einwirkungen unter Berücksichtigung des Stands der Technik und des aktuellen Wissensstands neu bewertet, insbesondere unter Einbeziehung der Schlussfolgerungen aus den Berichten des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC).

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

Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurden die Untersuchungen unter Berücksichtigung der von der WENRA festgelegten internationalen Standards durchgeführt. In der Praxis ist die Sicherheitsanalyse noch anspruchsvoller als die Untersuchungen vor dem RP4 900:

- Durchführung von Sensitivitätsanalysen, bei denen Beanspruchungen und Ausfälle von Anlagen in einer nachteiligen Weise kumuliert werden.
- Durchführung von Sensitivitätsanalysen unter der Annahme einer verzögerten Reaktionszeit des Betreibers, wobei die Auswirkungen ungünstig bewertet werden.
- Analyse – sofern technisch relevant – des Verhaltens der Anlage bei extremen klimatischen Einwirkungen, deren Eintrittswahrscheinlichkeit unter¹⁰ pro Jahr liegt, d.h. weniger als einmal alle 10.000 Jahre.

Die Einführung des „Kernkonzepts“ im Rahmen der⁴periodischen Überprüfung zur Bewältigung von Einwirkungen (Erdbeben, Überschwemmungen usw.) extremer Intensität, die über die bisher festgelegten Werte hinausgehen, ermöglicht es, diesen Anforderungen an verstärkte Untersuchungen gerecht zu werden.

Zum Thema „Einwirkungen“ werden folgende Bestimmungen vorgeschlagen.

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

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

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit hinsichtlich Beanspruchungen: Berücksichtigung von Anweisungsreihen der Ständigen Expertengruppen⁵ zu Beanspruchungen, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Verbesserung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Einwirkungsszenarien, die sich aus neuen Annahmen oder „Hard-Core“-Situationen ergeben, sowie Berücksichtigung der Empfehlungen der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association).

⁵ Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in deren jeweilige Fachgebiete fallen.

Die Änderungen betreffen die Aufnahme neuer Nachweise in den Sicherheitsbericht sowie die Anpassung der allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit den Bestimmungen zum Schutz vor Angriffen.

ÜBERSCHRIFT	Verringerung der Brandlasten
Thema	Sicherheit / Angriffe (Brand)
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Etage

Ziel: Verstärkung der Brandschutzmaßnahmen.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der Verbesserung des Brandschutzes hat EDF Studien durchgeführt, die darauf abzielen, die Risiken von Bränden durch Papier, Holz, Karton und Öl in Räumen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz zu verringern.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen zielen darauf ab, die Brandlast in den betroffenen Räumen zu verringern. Je nach Art der Brandlast werden folgende Lösungen umgesetzt:

- Ersatz von Holzmöbeln durch Metallmöbel.
- Einbau von feuerfesten Schränken zur Aufbewahrung von Papier und Karton oder Verlegung dieser Materialien aus den Bereichen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz.
- Endgültige Entleerung des Öls aus dem Turbogenerator der Notstromversorgung, da dieses System nach dem Übergang in den Zustand VD4-900 durch das DUS ersetzt wird.

ÜBERSCHRIFT	Anbindung des Absperrventils des Wasserstoffkreislaufs an die Brandmeldeanlage (Gefahr eines Entzündungsspritzers von Wasserstoff)
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand)
Typ	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verstärkung der Brandschutzmaßnahmen für den Fall, dass ein Brand mit dem Ausfall einer Anlage einer Wasserstoffleitung im Brandbereich zusammenfällt.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der Verbesserung des Brandschutzes hat EDF die Risiken einer zusätzlichen Brandlast untersucht, die mit einem Wasserstoffleck im Brandbereich verbunden sind: Der Ausfall einer Komponente in einem mit Wasserstoff geführten Netz im Brandbereich kann nämlich einen entbrannten Wasserstoffstrahl erzeugen, der die Brandlast (Wasserstoff-Brandlast) punktuell erhöhen und somit die im Bereich des Strahls vorhandenen Brandabschnittselemente beeinträchtigen kann.

Es wird eine Änderung vorgeschlagen, um das Risiko einer Wasserstoffzufuhr in Räume mit hoher Brandlast im Brandfall auszuschließen. Die Lösung besteht darin, das Hauptventil der Wasserstoffnetze an das Brandmeldesystem anzuschließen: Wird in den sensiblen Bereichen ein Brand erkannt, sorgt die Automatik dafür, dass das Ventil geschlossen wird und somit die Zufuhr von Wasserstoff in die Leitungen, die durch den Brandbereich verlaufen, unterbunden wird.

TITEL	Verbesserung der Brandsicherheit der Anlage
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand)
Typ	Bestimmungen zum Brandrisiko zur Erfüllung der von der ASNR unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des RP4 900 erlassenen Vorschriften [AGR-D] und [AGR-E]
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verbesserung der Brandbeständigkeit der Anlage.

Technische Erläuterung: Als Reaktion auf die Vorschriften [AGR-D] und [AGR-E] hat EDF die Studien zur Brandrisikokontrolle vervollständigt und zusätzliche Maßnahmen ermittelt, die Folgendes ermöglichen:

- die Feuerbeständigkeit bestimmter Komponenten zu verbessern, wie zum Beispiel:
 - Kabelkanäle durch eine feuerfeste Ummantelung (*siehe Abbildung 6*).
 - den Austausch von Brandabschnittselementen wie Brandschutztüren durch widerstandsfähigere Elemente.
- das Ausmaß oder die Intensität möglicher Brände durch Maßnahmen wie ortsfeste Sprinkleranlagen zu verringern.



Abbildung 6. Beispiel für den Schutz eines Kabelkanals

ÜBERSCHRIFT	Brandschutz für das Brennstofflagerbecken
Thema	Sicherheit / Bedrohungen (Brand)
Typ	Zu prüfende Maßnahmen im Anschluss an die Studien, die als Reaktion auf die von der ASNR angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassene Vorschrift [AGR-E-II] durchgeführt wurden
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs gegenüber der Brandgefahr.

Technischer Hintergrund: EDF hat im Rahmen des RP4 900 zahlreiche Brandrisikostudien durchgeführt und daraus Erkenntnisse für die Verstärkung der Anlagen gewonnen.

Ergänzend zu diesen Studien hat die ASNR die Vorschrift [AGR-E-II] erlassen, in der EDF aufgefordert wird, Möglichkeiten zur nachträglichen Verstärkung seiner Anlagen zu prüfen, indem unabhängig von deren Zuverlässigkeit jene Maßnahmen analysiert werden, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme für das Brennelementlagerbecken führen würde. Die ersten Ergebnisse dieser Untersuchungen ermöglichten es EDF, Maßnahmen zu definieren, mit denen das Ausfallrisiko dieser Einrichtungen verringert werden kann, wie beispielsweise die Einrichtung von Alarmvorrichtungen an kritischen Türen, um sicherzustellen, dass Brandschutztüren geschlossen bleiben.

TITEL	Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „harten Kern“-Behälter (EAS-ND) und Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromverteilung
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand), Unfälle mit Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Gewährleistung der Robustheit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „Harten Kern“ (EAS-ND) gegen interne Beeinträchtigungen zu gewährleisten.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Bestimmung ist es, die Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung des „Harten Kerns“ (EAS-ND) zu erhöhen, indem die Betätigung der Ventile gewährleistet wird, die an der EAS-ND-Wassereinspeisung beteiligt sind – auch in extrem verschlechterten „Harter Kern“-Situationen mit Ausfall der Stromversorgung der Ventile (durch Ausfall der „Harter Kern“-Schaltanlage im Reaktorblock) und Kernschmelze. In solchen Situationen können die Ventilsteuerungen vom Kontrollraum aus unwirksam sein, und der Zugang zum Ventilraum ist aufgrund der Umgebungsbedingungen nicht möglich. Ein solches hypothetisches Szenario ergibt sich aus den Erkenntnissen der probabilistischen Sicherheitsanalysen, insbesondere der probabilistischen Sicherheitsanalysen im Zusammenhang mit Brandereignissen.

Die Anordnung ermöglicht die Wiederherstellung der Stromversorgung und die Betätigung der für die „Noyau Dur“-Einspritzfunktion erforderlichen EAS-ND-Ventile vom Elektroraum der Ventilsteuerungsschränke aus.

Die Maßnahme besteht in der Einrichtung eines Anschlusskastens, der im Elektroraum (BL) installiert und von einer Schalttafel im Gebäude des Notstromdiesels gespeist wird. Der Anschlusskasten ist mit einer mobilen Selbstüberwachungszelle verbunden, die im Elektroraum bedient werden muss, um die Stromversorgung der Ventile wiederherzustellen und diese zu steuern.

Darüber hinaus wird eine Anpassung der elektrischen Unterverteilung des Reaktors vorgenommen, um den Stromversorgungsbedarf weiterer neuer „Noyau Dur“-Verbraucher zu berücksichtigen und die Zuverlässigkeit der Stromversorgung bestimmter sicherheitsrelevanter Verbraucher zu verbessern.

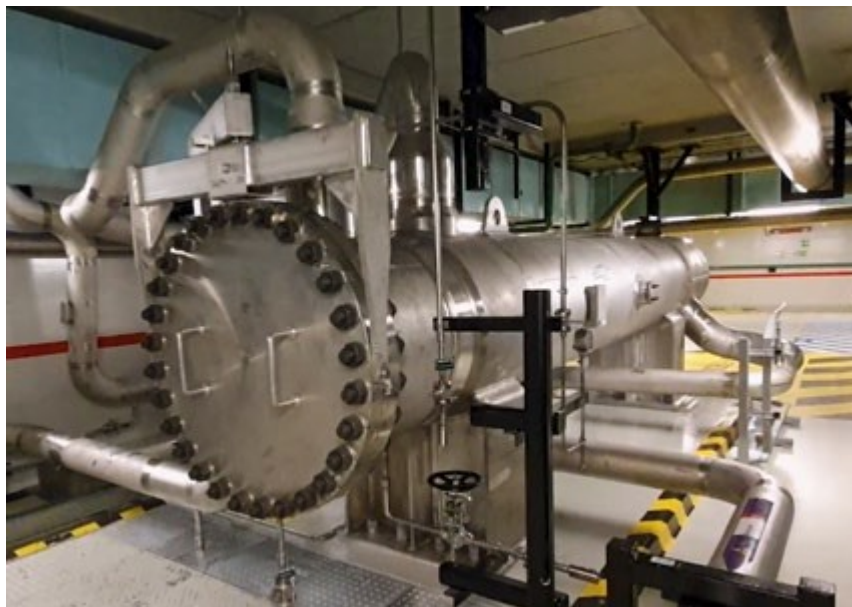


Abbildung 7. Foto des EAS-ND-Wärmetauschers

TITEL	Schutz von Räumen, die bei Ausfall der ortsfesten Sprinkleranlagen im Brandfall besonders gefährdet sind
Thema	Sicherheit / Gefahren (Brand),
Typologie	Derzeit in Prüfung befindliche Bestimmungen, die sich aus der von der ASNR unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des RP4 900 erlassenen Vorschrift [AGR-E-III] ergeben
Anwendbarkeit	Generisch, Stufe

Ziel: Verstärkung der Bestimmungen zur Brandrisikoprävention.

Technische Erläuterung: Über das von EDF eingerichtete Management hinsichtlich der Ausfälle ortsfester Sprinkleranlagen hinaus hat die ASNR die Vorschrift [AGR-E-III] erlassen, in der EDF aufgefordert wird, die Räume zu identifizieren, die am anfälligsten für einen längeren Ausfall dieser Systeme sind. Auf dieser Grundlage wird EDF zusätzliche Maßnahmen zum Brandschutz dieser Räume festlegen.

ÜBERSCHRIFT	Verhinderung des Eindringens von Luft in das Abgasreinigungssystem für wasserstoffhaltige Abgase
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (interne Explosion)
Typ	Technische Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Maßnahmen zur Explosionsgefahrvermeidung.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Bestimmung ist es, zu verhindern, dass Luft aus den Entgasern der Primärabgasbehandlungsanlage in den Behälter der Abgasbehandlungsanlage gelangt, die Wasserstoff enthält.

Die vorgeschlagene technische Maßnahme besteht in der Einrichtung einer neuen Automatik, die bei Erkennung einer hohen Sauerstoffkonzentration im Abgasbehandlungssystem folgende Maßnahmen ergreift:

- die Absperrventile der Entgaser des Primärabgasbehandlungssystems automatisch schließt.
- den Entgasungsprozess unterbricht, um die zusätzliche Erzeugung von Abgasen zu vermeiden, die zu einem Druckanstieg in den nachgeschalteten Kreisläufen führen könnten.

TITEL	Einbau einer Anschlussmanschette am Gasspeichersystem
Thema	Sicherheit / Beschädigungen (interne Explosion)
Typ	Materielle Bestimmung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Betriebsvorschriften hinsichtlich der Explosionsgefahr.

Technische Erläuterung: Die Maßnahme zielt darauf ab, jegliche Explosionsgefahr im Behälter des volumetrischen und chemischen Kontrollkreislaufts des Reaktors zu beseitigen, indem während der Inertisierungsphase dieses Behälters jegliche Möglichkeit einer falschen Ausrichtung der Ventile zwischen den Stickstoff- (N₂) und Wasserstoff- (H₂) Kreisläufen, die diesen Behälter versorgen, vermieden wird.

Zu diesem Zweck wird der beiden Leitungen (H₂/N₂) gemeinsame Abschnitt entfernt und eine abnehmbare Manschette zwischen der Wasserstoff-Einspritzleitung und dem Behälter des volumetrischen und chemischen Kontrollkreislaufts des Reaktors angebracht, um den Wasserstoffkreislauf während der Inertisierungsphasen des Behälters vollständig zu isolieren.

TITEL	Verhinderung von Explosionsgefahren in den Batterieräumen
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (interne Explosion)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verstärkung der Maßnahmen zur Explosionsgefahrvermeidung in Batterieräumen.

Technische Erläuterung: Diese Bestimmung ergibt sich insbesondere aus den Erkenntnissen der probabilistischen Sicherheitsanalysen zum Thema Explosion: Während der Ladephase produzieren Batterien Wasserstoff. Bei unzureichendem Luftaustausch in diesen Räumen kann sich eine explosionsfähige Atmosphäre bilden.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen darin:

- Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators in den am stärksten gefährdeten Raum, wodurch die Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre durch Rekombination des in der Raumluft vorhandenen Wasserstoffs verhindert wird. Die Vorrichtung besteht aus einem Metallgehäuse mit katalytischen Platten. Bei Kontakt mit dem Katalysator wird der Wasserstoff mit dem in der Luft enthaltenen Sauerstoff zu Wasserdampf rekombiniert. Bei dieser Reaktion wird Wärme freigesetzt, was zu einer Verringerung der Gasdichte führt. Auf diese Weise versorgt sich der Rekombinator automatisch durch einen Saug-Effekt.
- Sicherung der Belüftung der Räume bei Stromausfall durch den Einbau von Verriegelungsschützen für die Stromversorgung bestimmter Motorlüfter.
- Neuprogrammierung der Positionierung (offen/geschlossen) bestimmter Brandschutzklappen, um die für die jeweiligen zu abdeckenden Risiken am besten geeignete Position zu erreichen.



Abbildung 8. Foto der Räume, in denen sich die Batterien befinden

ÜBERSCHRIFT	Explosionsschutz für Rohrleitungen im Kernkraftwerksbereich
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (interne Explosion)
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verbesserung der Explosionsfestigkeit der Anlage.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der nuklearen Sicherheitsstudien zum Thema „interne Explosion“ wurden Risiken einer Beschädigung von Rohrleitungen im Reaktorblock identifiziert, die für die nukleare Sicherheit von Bedeutung sind.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen entweder darin, diese zu schützen oder die Ursache der Beschädigung zu beseitigen:

- Zwei Leitungen des Zwischenkühlkreislafs des Reaktors, die sich im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen befinden, sind durch eine Abschirmung zu schützen, die den Aufprall abfedert, falls sich die Tür des angrenzenden Raums durch eine Explosion plötzlich öffnet.
- An der Hochdruckleitung, die die an den Druckhalter im Reaktorgebäude angeschlossene nukleare Probenahmeleitung angreifen könnte, die möglicherweise Wasserstoff transportiert, wird eine Rückschlagvorrichtung installiert.

TITEL	Funktionsanalysen zur nuklearen Sicherheit im Hinblick auf interne Explosionen und Risikoprävention im Reaktorgebäude
Thema	Sicherheit / Beanspruchungen (Explosion)
Typologie	Zu untersuchende Anordnung gemäß der von der ASNR erlassenen Vorschrift [AGR-G-I] unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen aus der generischen Phase des RP4 900
Anwendbarkeit	Generisch, Stufe

Ziel: Verbesserung der Explosionssicherheit der Anlage.

Technische Erläuterung: EDF hat ein umfangreiches Arbeitsprogramm zum Thema Explosionsrisiko durchgeführt. Die von der ASN erlassene Vorschrift [AGR-G-I] fordert EDF auf, diese Arbeit zu einem späteren Zeitpunkt durch folgende Maßnahmen zu vertiefen:

- die Ermittlung von Situationen, in denen die Verfügbarkeit der für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands des Reaktors erforderlichen Ausrüstung nicht gewährleistet wäre.
- Die quantifizierte Bewertung der Risiken der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude, auch im Falle eines Erdbebens, durch Untersuchung der Phänomene, die in der Nähe der betrachteten Leckagen auftreten könnten.

Die im Rahmen der Vorschrift [AGR-G].I durchgeführte ergänzende Bilanz führt zur Installation neuer Wasserstoffdetektoren, zur Einrichtung einer automatischen Absperrung an bestimmten Rohrleitungsabschnitten mit einem steuerbaren Ventil sowie zur Festlegung von Maßnahmen zur Absperrung von Wasserstofflecks durch manuelles Schließen von Ventilen.

ÜBERSCHRIFT	Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Explosion)
Typologie	Maßnahmen, die derzeit auf der Grundlage der von der ASNR im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 herausgegebenen Vorschrift [AGR-G-II] in Auftrag gegebenen Studien geprüft werden
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs hinsichtlich des Explosionsrisikos.

Technische Erläuterung: Analog zum Brandfall hat EDF in Anwendung der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-G-II] hat EDF die Explosionsschutzvorrichtungen identifiziert, deren Ausfall – unabhängig von

ihrer Zuverlässigkeit – zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhrsysteme oder der Kühlsysteme für das Lagerbecken des Brennstofflagers.

EDF schlägt die Umsetzung von Betriebsvorschriften vor, die darauf abzielen, das mit dem Ausfall dieser Einrichtungen verbundene Explosionsrisiko zu verringern, und sieht insbesondere die Einführung folgender Maßnahmen vor:

- Betriebsvorschriften zur Begrenzung des Risikos der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre bei Wartungsarbeiten an den Rückschlagventilen des chemischen und volumetrischen Regelkreises.
- eines Warnsystems, das das Öffnen von Türen meldet, die geschlossen bleiben müssen, um die Ausbreitung einer explosionsfähigen Atmosphäre zu verhindern.
- Maßnahmen zur Überwachung der Wartung der Entgaser für die Aufbereitung des Primärabwassers, um jegliches Risiko einer detonationsfähigen Mischung aus O₂ und H₂ im Behälter im Falle eines Ausfalls eines Sauerstoffmessgeräts zu vermeiden.
- Eine kürzere Reparaturfrist im Falle eines vollständigen Ausfalls der Belüftungsanlage, um bei einem Leck in bestimmten Räumen die Entstehung einer explosionsfähigen Atmosphäre zu verhindern.
- Eine Überwachung des Stoßfängers im Betrieb, der im Explosionsfall zwei Rohrleitungen des Zwischenkühlkreislaufts schützt.
- Betriebsvorschriften zur Begrenzung des Risikos der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre bei Wartungsarbeiten in besonders gefährdeten Räumen.

TITEL	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei extremer Hitze mit Temperaturen, die über die Auslegungswerte hinausgehen
Thema	Sicherheit / Störfälle (Hitzewellen)
Typ	Zu prüfende Maßnahmen im Anschluss an die von der ASNR im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 geforderten Studien gemäß der Vorschrift [AGR-C]
Anwendbarkeit	Generisch – Lagerung

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Szenarien eines vollständigen Ausfalls externer Stromquellen bei Außentemperaturen, die über die Auslegungswerte hinausgehen.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-C] hat EDF Situationen untersucht, in denen ein Reaktor von einem Ausfall der externen Stromversorgung betroffen ist, und zwar in Verbindung mit der Höchsttemperatur bei einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren (fast 43 °C für den Standort Dampierre-en-Burly).

Als Ergebnis dieser Untersuchungen sieht EDF beispielsweise Anpassungen der Betriebsüberwachung oder die Umsetzung technischer Maßnahmen (mobile oder ortsfeste Ausrüstung) vor.

TITEL	Heizband für Wasserrohrleitungen
Thema	Sicherheit / Belastungen (extreme Kälte)
Typ	Materielle Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegenüber sehr kalten Außentemperaturen.

Technische Erläuterung: Der Schutz vor „extremer Kälte“ wurde bereits bei der 2 und 3 periodischen Überprüfung des 900-MWe-Kraftwerks initiiert. Die Untersuchung dieses Themas für die 4.° RP 900 führt zu dem Vorschlag einer Anordnung, die darauf abzielt, das Vereisen der Wasserzufuhr zu den Notversorgungsbehältern der Dampferzeuger aus den Entmineralisierungsbehältern zu verhindern.

Die vorgeschlagene Maßnahme gewährleistet, dass die Ausrüstung in einer Situation „extremer Kälte“ in Verbindung mit einem Ausfall der externen Stromversorgung verfügbar ist.

Sie besteht in der Installation einer elektrischen Begleitheizung (Heizkabel) an den Wasserleitungen, bei denen die Gefahr des Einfrierens besteht. Die betroffenen Rohrleitungen befinden sich im Maschinenraum der Reaktoren Nr. 3 und Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.

BEZEICHNUNG	Schutz vor Tornados (Gitter)
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Tornado)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Erhöhung des Schutzniveaus des Kraftwerks gegenüber der Gefahr durch Tornados.

Technische Erläuterung: Im Rahmen eines einheitlichen Ansatzes für alle Kernkraftwerke („INB“) wurde von der ASN nach Prüfung der Vorschläge der verschiedenen INB-Betreiber eine Referenz-Tornado-Stufe festgelegt. Somit entspricht der Referenz-Tornado in Frankreich der Intensität EF2 (auf der Enhanced-Fujita-Skala): Er ist definiert durch eine durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s, eine maximale Druckänderung von 2,4 kPa und eine damit verbundene Druckabfallgeschwindigkeit von 0,38 kPa/s. Die Einwirkung von Projektilen auf die Anlagen wird berücksichtigt.

Berücksichtigt werden: ein Projektil vom Typ „Holzbrett“ mit den Abmessungen 0,10 × 0,25 × 3,80 m und einer Masse von 50 kg sowie ein Projektil vom Typ Stahlkugel (2,5 cm Durchmesser und ein Gewicht von 70 g). Die horizontale Geschwindigkeit der Projektile wird mit einem Drittel der Tornado-Windgeschwindigkeit angenommen.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen basieren auf der Anbringung von Schutzvorrichtungen an den Lüftungsöffnungen bestimmter Gebäude sowie von Schutzvorrichtungen in Form von Gitterabdeckungen an den zu schützenden Außenelementen.

Eine Darstellung des Tornadoschutzes ist in Abbildung 20 zu sehen (siehe Abschnitt 3.1.2.5.1 zu den „Noyau Dur“-Maßnahmen).

ÜBERSCHRIFT	Blitzschutz
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Blitzschlag)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Reaktorspezifisch

Ziel: Sicherstellung der Verfügbarkeit der elektrischen Sicherheitsquellen nach einem Blitzeinschlag in die Hochspannungs-Freileitungen.

Technische Erläuterung: Die Änderung zielt darauf ab, die elektrischen Sicherheitsquellen vor einem Blitzschlag zu schützen, der mit dem Ausfall eines vorhandenen Blitzableiters an den Leitungen des Hochspannungsnetzes (225 kV) einhergeht.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen sehen vor, neue Überspannungsableiter so nah wie möglich an den Hilfstransformatoren (TA) anzubringen, und zwar als Abzweigung an den Niederspannungsklemmen (6,6 kV). Diese Überspannungsableiter dienen dazu, die Spannung im Hochspannungsnetz zu begrenzen, wenn Potentialanstiege auftreten, die das Isolationsniveau der elektrischen Anlagen und Geräte hinter den Hilfstransformatoren überschreiten könnten. Sie leiten die Fehlerenergie zur Erde ab.

Derzeit laufen Untersuchungen zum Schutz der Hilfstransformatoren, die Aufschluss darüber geben werden, ob Änderungen erforderlich sind oder nicht.

3.1.2.3 Bestimmungen zum Brennstofflagerbecken

EDF hat sich als Sicherheitsziel gesetzt, das Freiliegen von Brennelementen bei unbeabsichtigten Entleerungen und Kühlverlusten äußerst unwahrscheinlich zu machen.

Die Sicherheit der Brennelement-Lagerbecken wurde neu bewertet:

- Prävention und Bewältigung von Störfällen und Unfällen, die gelagerte oder gehandhabte Brennelemente betreffen.
- Schutz der Kühlsysteme des Brennelement-Lagerbeckens vor internen Beeinträchtigungen.
- Vermeidung von Risiken im Zusammenhang mit der Handhabung von Brennstofftransportbehältern.

Deterministische Untersuchungen haben gezeigt, dass die Sicherheitskriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Unfallauslöser dank der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind.

Dieser Ansatz wurde auf interne Einwirkungen ausgeweitet; er hat gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung und der Wasserstand im Brennelementbecken auch in diesen Situationen gewährleistet sind.

Zur Ergänzung des deterministischen Ansatzes wurden probabilistische Untersuchungen durchgeführt. Diese zeigen, dass die Risiken einer Freilegung des Brennstoffs dank der bestehenden Schutzmaßnahmen bereits äußerst gering sind:

- Hinsichtlich des Risikos einer versehentlichen Entleerung des Brennstoffbeckens: automatische Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufts des Brennstoffbeckens (PTR) bei Erreichen eines „sehr niedrigen“ Füllstands im Becken.
- Hinsichtlich des Risikos der Kühlung: Wasserzufuhr in das Brennelementlagerbecken durch die Brandbekämpfungsanlage.

Zum Thema „Brennstoffbecken“ werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

ÜBERSCHRIFT	Brandschutzbarriere zwischen den beiden Kühlpumpen des BK-Beckens
Thema	Sicherheit / Brennstoffbecken
Typ	Materielle Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Verbesserung der Robustheit des Systems zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs hinsichtlich der Brandgefahr.

Technische Erläuterung: EDF hält es für erforderlich, die Anlage anzupassen, um dem Risiko eines vollständigen Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens im Falle eines Brandes an einer der beiden Pumpen des Wasseraufbereitungs- und Kühlsystems der Becken (PTR) entgegenzuwirken. Tatsächlich befinden sich die beiden PTR-Pumpen nahe beieinander im selben Raum, was das Risiko eines Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens mit sich bringt, falls sich ein Brand von einer Pumpe auf die andere ausbreitet.

Eine Darstellung dieser Anordnung ist in Abbildung 10 zu sehen.

In diesem Fall wäre die nukleare Sicherheit zunächst durch die Wasserzufuhr zum Lagerbecken gewährleistet und anschließend durch die Wiederaufnahme der Kühlung, sobald die Kühlfunktion des PTR-Systems wiederhergestellt ist oder die mobile Kühlanlage „PTR bis“ von der FARN vor Ort in Betrieb genommen wird.

Dennoch wird ein Brandschutz zwischen den beiden PTR-Pumpen vorgesehen, um diese erste Verteidigungslinie zu verstärken.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht in der Installation einer Brandschutzwand zwischen den beiden Pumpen. Die Unversehrtheit der Wand im Falle eines Erdbebens ist gewährleistet.

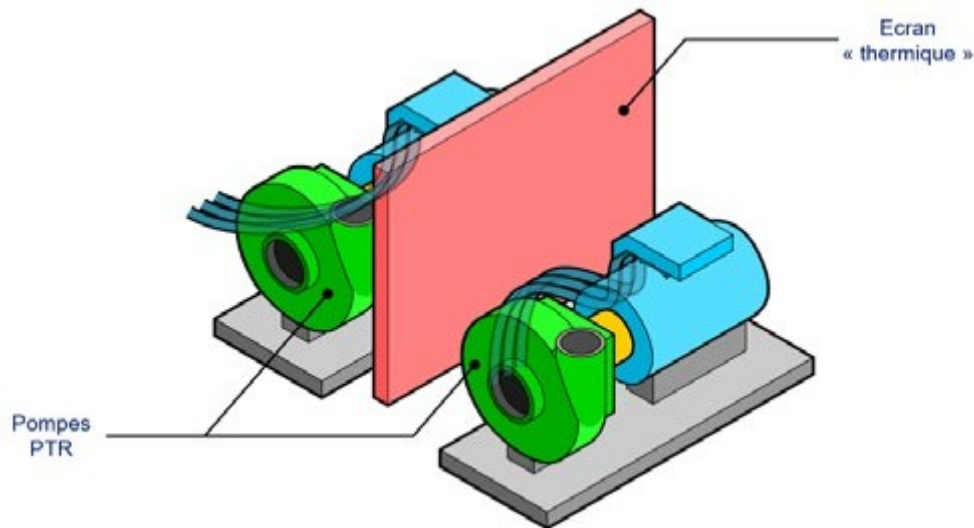


Abbildung 10. Einbau einer Hitzeschutzwand zwischen den Pumpen des Kühlsystems des Brennelement-Lagerbeckens

TITEL	Ergänzende Untersuchungen zur Sicherheit der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennstoffgebäude (BK)
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typ	Betriebsvorschrift (Verhalten im Unfallfall) + Aktualisierung des Sicherheitsberichts Derzeit in Prüfung befindliche Maßnahmen gemäß der von der ASNR erlassenen Vorschrift [PISC-B-II] angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900
Anwendbarkeit	Generisch, Stufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Unfallszenarien, die eintreten können, wenn das Reaktorgebäude-Becken und das Brennelement-Lagerbecken miteinander verbunden sind.

Technische Erläuterung: Es wurden Unfallszenarien einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennelement-Lagerbeckens untersucht, die vom Becken des Reaktorgebäudes (BR) aus ausgelöst werden, und zwar in den Zuständen „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ (APR) und „Reaktor vollständig entladen“ (RCD), wenn das Ventil der Übertragungsleitung geöffnet ist. Die Studien sind im Sicherheitsbericht enthalten.

Die Becken und die Übertragungsleitung sind in Abbildung 11 dargestellt.

Die vorgeschlagene Betriebsvorschrift sieht vor, im Falle einer unbeabsichtigten Entleerung die Verfahren so anzupassen, dass das Ventil der Transferleitung in solchen Situationen vom Kontrollraum aus geschlossen wird.

Ergänzend dazu fordert die von der ASN erlassene Vorschrift [PISC-B-II] EDF auf, Situationen eines Kühlmittelverlusts oder einer Entleerung des Reaktorgebäudebeckens zu untersuchen, wenn die beiden Becken über die Übertragungsleitung miteinander verbunden sind, einschließlich der Fälle, in denen sich ein Brennelement in der Übertragungsleitung befindet. Diese Untersuchungen führten zu dem Schluss, dass die derzeit in der Anlage verfügbaren Schutzmaßnahmen ausreichen, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.

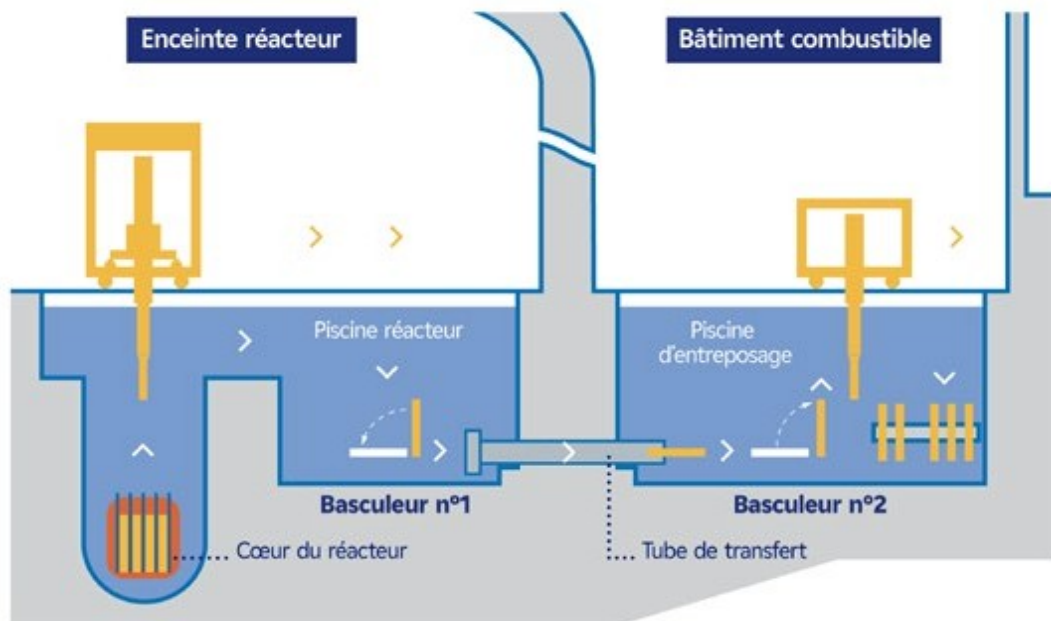


Abbildung 11. Reaktorgebäude-Becken und Brennelement-Lagerbecken (Darstellung des Transports eines Brennelements vom Reaktorkern zum Lagerbecken)

ÜBERSCHRIFT	Rückkehr in einen Zustand ohne Sieden im BK-Becken nach einem Unfall oder einer Störung
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typologie	Maßnahmen, die derzeit als Reaktion auf die von der ASNR angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassene Vorschrift [PISC-C] geprüft werden
Anwendbarkeit	Generisch, Stufe

Ziel: Sicherstellen, dass die Auslegung es ermöglicht, nach einem Unfall oder einer Störung in einen Zustand zurückzukehren, in dem die Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs abgebaut wird, ohne dass das Wasser im Becken zum Sieden kommt.

Technische Erläuterung: EDF hat die nuklearsicherheitstechnischen Untersuchungen zum Brennelement-Lagerbecken durchgeführt und dabei als Kriterium für den Nachweis der nuklearen Sicherheit die Nichtfreilegung der Brennelemente unter Brennelementgebäude (BK) herangezogen. Dieser Zustand gewährleistet – unabhängig davon, ob im BK-Becken Sieden auftritt oder nicht – die Kühlung der Brennelemente und die Eindämmung radioaktiver Stoffe sowie die Kontrolle der Reaktivität.

Die von der ASNR erlassene Vorschrift [PISC-C] fordert EDF auf, die Analysen fortzusetzen, bis im BK-Becken wieder kein Sieden mehr auftritt, und die Möglichkeiten für damit verbundene Maßnahmen zu prüfen. Diese Maßnahmen könnten in einer verstärkten Überwachung von nicht isolierbaren Leitungsabschnitten bestehen, um deren Bruch zu verhindern, oder in technischen oder betrieblichen Maßnahmen, die darauf abzielen, die Wiederherstellung einer Möglichkeit zur Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens zu erleichtern.

3.124. Maßnahmen bei Unfällen mit Kernschmelze

Im Rahmen des RP4 900 ist es das Ziel von EDF bei Unfällen mit Kernschmelze, das Risiko erheblicher Freisetzungen deutlich zu verringern, um dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

Zu diesem Zweck strebt EDF an, die Radioaktivität im Falle eines hypothetischen Unfalls mit Kernschmelze im Sicherheitsbehälter einzuschließen, und zwar durch:

- Die Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorkern ohne Öffnung der Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters (sogenannte „U5“-Vorrichtung), um die Freisetzung von Radioaktivität über die Luft („Luftweg“) zu vermeiden.
- Die Stabilisierung des Coriums⁶ auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes durch dessen Verteilung und erneute Überflutung. Ziel ist es, sicherzustellen, dass die Fundamentplatte nicht durchbrochen wird, um das durch den Unfall entstandene kontaminierte Wasser im Reaktorgebäude einzuschließen, damit es zur Entfernung der darin enthaltenen Radionuklide aufbereitet werden kann und somit die Ausbreitung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts („Wasserweg“) verhindert wird.

Die „Noyau Dur“-Maßnahmen sowie ein direkt aus dem EPR-Design abgeleitetes Kühlkonzept (*Corium-Verteilungsvorrichtung*, vgl. *Anlage 1 der öffentlichen Anhörung*) ermöglichen es, diese Ziele zu erreichen und die Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze sehr deutlich zu reduzieren.

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

ÜBERSCHRIFT	Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftpfad
Typologie	Betriebsvorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein – Reaktorstufe

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

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit bei Unfällen mit Kernschmelze: Berücksichtigung der Anweisungen der Ständigen Expertengruppen⁷ zu Unfällen mit Kernschmelze, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Verbesserung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen ergeben.

Die Änderungen betreffen die Einbeziehung neuer Nachweiselemente in den Sicherheitsbericht sowie die Anpassung der allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit den Bestimmungen zum Management von Unfällen mit Kernschmelze.

TITEL	Ersatz bestehender, für den Fall eines Kernschmelzunfalls nicht qualifizierter Ausrüstungen
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftweg
Typ	Anordnung der Ausrüstung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Anpassung der Qualifikationsanforderungen, insbesondere im Hinblick auf „Hard-Core“-Situationen, für bestimmte vorhandene Ausrüstungen, die bei einem Unfall mit Kernschmelze erforderlich sind.

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmungen ist es, sicherzustellen, dass die bei einem Unfall mit Kernschmelze erforderlichen Ausrüstungen den Belastungen und Umgebungsbedingungen standhalten, denen diese Ausrüstungen in den betrachteten Situationen – insbesondere in „Noyau Dur“-Situationen – ausgesetzt sind.

⁶ Ein längerer Ausfall der Reaktorkernkühlung kann bei fehlendem Wasser im Reaktorbehälter zu Unfällen mit Kernschmelze führen. Tatsächlich könnte der Brennstoff im Reaktorbehälter Temperaturen erreichen, die zum Schmelzen des ihn bildenden Metalls (Brennstofftabletten und Hüllen), aber auch des umgebenden Metalls (Regelstäbe oder Strukturen) führen, bis hin zum Durchschlagen des Behälterbodens. Das aus diesem Prozess entstehende Metallagglomerat in Form einer zähflüssigen Masse wird als Corium bezeichnet.

⁷ Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in deren Zuständigkeitsbereich fallen
jeweiligen Fachgebieten.

Bestehende Geräte, die nicht qualifiziert werden können, werden ersetzt oder so modifiziert, dass ihre Funktionalität erhalten bleibt (Beispiele: Austausch von Stellantrieben an motorisierten Ventilen, Austausch bestimmter elektrischer Komponenten, Austausch mechanischer Komponenten oder Dichtungen mechanischer Komponenten).

TITEL	Festinstallierte Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg – Umgang mit kontaminiertem Wasser
Typologie	Materielle Bestimmungen und derzeit in Prüfung befindliche Bestimmungen als Reaktion auf die von der ASNR angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassene Vorschrift [AG-D]
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

Ziel: Verringerung der Kontamination des im Reaktorgebäude vorhandenen Wassers nach einem Unfall, der zu einer Kernschmelze geführt hat, sowie Begrenzung des Ausmaßes und der Dauer der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt im Falle eines Austritts aus den Gebäuden.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme gliedert sich in zwei Teile:

- Der erste Teil der Anordnung besteht darin, eine feste Leitung zu schaffen, die an der Außenfassade der Gebäude mündet und an die bestehende Absaugleitung für das Wasser aus den Sumpfbeckern des Reaktorgebäudes angeschlossen ist. Diese Leitung ermöglicht den Anschluss einer mobilen Absaugvorrichtung, um das Wasser aus dem Reaktorgebäude zur Dekontaminationsbehandlung aufzufangen, bevor es über eine andere geeignete Leitung wieder in das Reaktorgebäude zurückgeleitet wird (*siehe die folgende Maßnahme „Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Vorrichtung als Ersatz für die EAS-ND-Vorrichtung“*). An der Fassade schließt ein Schnellkupplungsstecker die Leitung ab, um die mobile Anlage anzuschließen. Die Leitung ist mit geeigneten Armaturen ausgestattet. Die gesamte Anlage ist robust ausgelegt und widersteht den Belastungen des „Noyau Dur“-Systems. Die Stromversorgung des motorbetriebenen Ventils erfolgt über die Stromverteilung des „Noyau Dur“-Systems, die durch den „Diesel Ultime Secours“ abgesichert wird.
- Der zweite Teil der Anlage besteht aus mobilen Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser.

Diese Anordnung ist in Abbildung 12 dargestellt.

Schließlich konnten durch die im Rahmen der Vorschrift [AG-D-III] durchgeführten Untersuchungen Maßnahmen identifiziert werden, mit denen das Ausmaß und die Dauer der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt im Falle eines Unfalls, der zu einer Kernschmelze geführt hat, noch weiter begrenzt werden können. Diese Maßnahmen sind verschiedener Art:

- Verhinderung jeglichen Austritts aus den Kreisläufen und Gebäuden.
- Minderung eines möglichen Austritts aus den Gebäuden durch die Durchführung einer Dekontamination im Rahmen des Nachunfallmanagements so nah wie möglich an der Quelle.

Im Hinblick auf die Sicherheitsanforderungen ist EDF der Ansicht, dass keine weiteren ergänzenden Maßnahmen erforderlich sind.

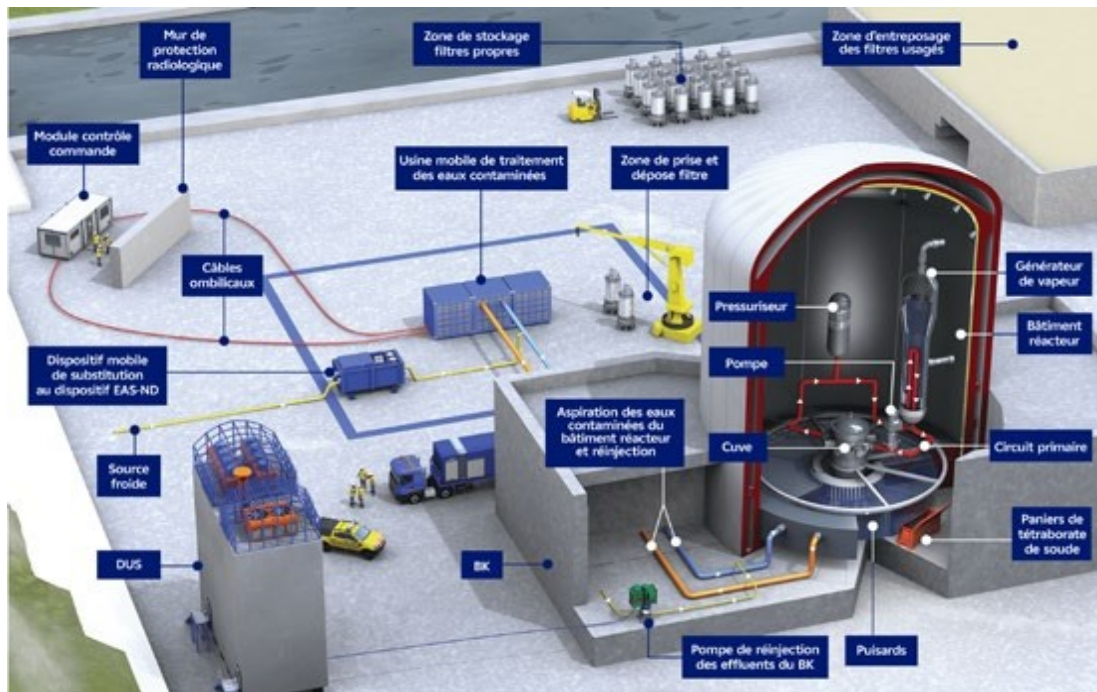


Abbildung 12. Darstellung der Maßnahmen „Feste Leitungen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser“, „Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage“, „Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude“, „Einbau von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes“

TITEL	Inbetriebnahme einer Injektionsleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Sicherstellung der fortgesetzten Kühlung des stabilisierten Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nach einem mittel- bis langfristigen Ausfall der EAS-ND-Anlage (mehr als einige Tage nach Beginn des Unfalls) im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Maßnahme ist es, eine Wasserzufuhr in das Reaktorgebäude zu gewährleisten, um das durch die Kernschmelze entstandene Corium unter Wasser zu halten, falls das EAS-ND-System mittel- bis langfristig (mehr als einige Tage nach Unfallbeginn) nicht verfügbar ist, und so die Abtragung der Fundamentplatte zu begrenzen. Diese Maßnahme muss gegen Erdbeben, Überschwemmungen und Tornados der Stufe „Noyau Dur“ robust sein und unabhängig von den vor Ort vorhandenen Anlagen und deren Stromversorgung funktionieren.

Die vorgeschlagene Anordnung besteht darin, eine unabhängige Festleitung im Reaktorblock zu verlegen, um Wasser von außerhalb der Gebäude zu den Sammelbecken des Reaktorgebäudes zu leiten. An der Fassade des Brennelementgebäudes ist die Leitung mit einem Schnellkupplungsstecker ausgestattet, um die mobile Wassereinspritzvorrichtung anzuschließen. Die Leitung ist mit Armaturen ausgestattet, um die Integrität des Sicherheitsbehälters zu gewährleisten, wenn sie nicht in Betrieb ist.

Die Wassereinspeisung erfolgt über eine mobile Anlage (Pumpe, Schläuche, Stromaggregat und Zubehör), die das Ansaugen von Wasser aus der Kaltwasserquelle und die Stromversorgung des Ventils der ortsfesten Leitung ermöglicht. Diese Funktion der Wassereinspeisung nutzt die Messung des Wasserstands am Boden des Reaktorgebäudes, die Gegenstand einer eigenen Anordnung ist (siehe Anordnung „Einrichtung einer Pegelmessung in den Sumpfbeck im Reaktorgebäude“).

Die so geschaffene feste Leitung kann auch für den eventuellen Bedarf an Rückführung von kontaminiertem Wasser in das Reaktorgebäude nach dessen Aufbereitung durch mobile Dekontaminationsmodule genutzt werden (siehe die vorangegangene Bestimmung „Feste Leitungen für die Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser“).

Diese Anordnung ist in Abbildung 12 dargestellt.

ÜBERSCHRIFT	Rückführung von Abwässern aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftpfad
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Reaktorstufe

Ziel: Das Risiko der Stagnation von kontaminiertem Wasser am Boden des Brennelementgebäudes, das möglicherweise infolge eines Unfalls mit Kernschmelze entstehen könnte, zu beseitigen und damit das Risiko radioaktiver Freisetzungen zu begrenzen.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Bestimmung ist es, das Risiko einer Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des Reaktorgebäudes (BK) zu beseitigen und damit das Risiko radioaktiver Freisetzungen (über die Luft oder durch Versickern durch die Bodenplatte des BK) zu begrenzen. Sie ermöglicht es, eventuelle Wassermengen, die aus Restleckagen der Kreisläufe (Leckagen an Armaturen) oder aus Abflüssen aus dem Brennelementlagerbecken stammen (z. B. mögliche Leckagen an der Auskleidung, Siedevorgänge im Brennelementlagerbecken, die durch Kondensation an den Wänden Wasser am Boden des Reaktorgebäudes erzeugen).

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- Einrichtung von Pump- und Leitungssystemen (Rohrleitungen und Armaturen), die für die Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze ausgelegt sind, um das in den betreffenden Sammelbecken am Boden des Brennstoffgebäudes aufgefangene Wasser wieder in das Reaktorgebäude (BR) zurückzuführen.
- Einrichtung oder Anpassung bestimmter Sammelbecken, um die Pumpvorrichtung aufzunehmen und deren vollständige Dichtheit unter allen Umständen durch eine geeignete Auskleidung zu gewährleisten.
- Installation einer Füllstandsmessung, die für die Steuerung der Rückführung erforderlich ist.
- Eine Sammelleitung verlegen, die an den Leckageauffangstützen des Hauptabsperrventils der Ansaugleitung der Sumpfe der EAS-ND-Funktion angeschlossen ist und zu einem geeigneten Sammelsumpf führt.

Die Rückführleitungen werden an die Wasserinjektionsleitung im BR angeschlossen, die Gegenstand der Bestimmung „Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzvorrichtung für die EAS-ND-Vorrichtung“. Diese

Anordnung ist in Abbildung 12 dargestellt.

TITEL	Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sumpfbeckern des Reaktorgebäudes
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserpfad
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Einrichtung der erforderlichen Messtechnik für den Betrieb des mobilen Ersatzmittels für das EAS-ND-System.

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme ist es, den Wasserstand in den Sumpfbeckern des Reaktorgebäudes (BR) im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu messen, um bei Bedarf das für die Überflutung des Coriums erforderliche Wasservolumen am Boden des BR aufzufüllen, auch wenn das EAS-ND-System nicht verfügbar ist.

Ein Sensor (der den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze und einem Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ standhält) wird installiert, um die Wasserzufuhr zu steuern, die zur Aufrechterhaltung der Überflutung des Coriums erfolgt, wobei gleichzeitig eine Überfüllung des BR-Bodens vermieden wird: Der Wasserstand muss nämlich unterhalb der Höhe der Luftansaugöffnung bleiben, die im Falle einer Nichtverfügbarkeit des EAS-ND-Systems zur Entlüftung des Sicherheitsbehälters dienen würde.

Diese Anordnung ist auch für die Funktion der Wassereinspeisung in den BR erforderlich, die im Falle der Nichtverfügbarkeit der EAS-ND-Anlage genutzt werden könnte (siehe Anordnung „Inbetriebnahme einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzanlage für die EAS-ND-Anlage“).

Schließlich muss die Stromversorgung der Füllstandsmessung mindestens über eine autonome Stromversorgung verfügen, die bei Ausfall des Notstromdiesels verfügbar ist. Die Füllstandsdaten stehen im Elektroraum (BL) zur Verfügung.

Diese Anordnung ist in Abbildung 13 dargestellt.

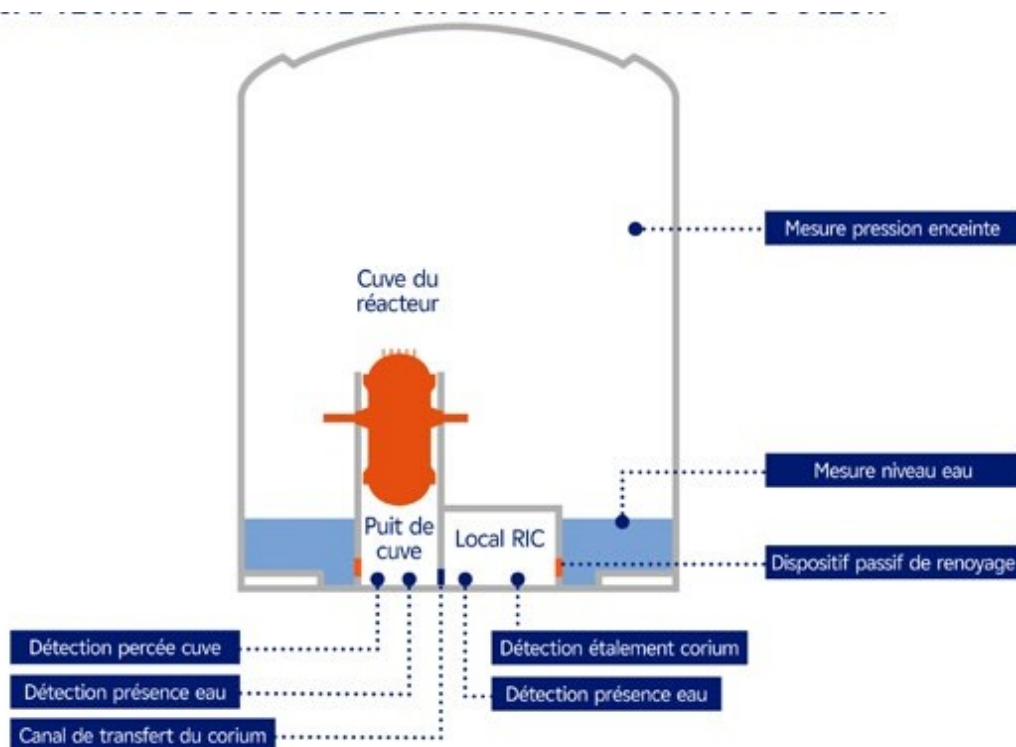


Abbildung 13. Darstellung der Wasserstandsmessung in den Sumpfbeckern des Reaktorgebäudes und der Erkennung der Ausbreitung des Coriums im Kerninstrumentierungsraum (RIC)

ÜBERSCHRIFT	Elektrische Notstromversorgung für die Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung einer Coriumausbreitungserkennung im Kerninstrumentierungsraum (RIC)
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Verbesserung der Bewältigung von Unfallszenarien mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Die Strategie zur Vermeidung eines Durchbruchs der Fundamentplatte bei einem Unfall mit Kernschmelze besteht darin, sicherzustellen, dass sich das Corium trocken auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes ausbreitet, bevor es durch das in den Sammelbecken gespeicherte Wasser passiv wieder unter Wasser gesetzt wird.

Es werden zwei Maßnahmen vorgeschlagen, um die Reaktorleitungsteams über die Ausbreitung des Coriums im Reaktorbehälter und anschließend im Bereich des Kerninstrumentierungsraums (RIC) zu informieren. Die vorgeschlagenen Maßnahmen ermöglichen es, Folgendes sicherzustellen:

- Die Erkennung eines Behälterdurchbruchs, die eine nützliche Information darstellt, um festzustellen, dass der geschmolzene Kern nicht mehr im Behälter, sondern im Ausbreitungsbereich unterhalb des Behälters gekühlt wird: Dies kann als Orientierung für die Steuerung der Wasserzufuhr im Reaktorgebäude (BR) dienen. Die Maßnahme besteht darin, die Notstromversorgung der Vorrichtung zur Erkennung eines Behälterdurchbruchs (Thermoelement und Informationsübertragung) durch den Notstromdiesel sicherzustellen, um diese Information auch unter sehr extremen Bedingungen, wie beispielsweise bei einem vollständigen Ausfall der Stromquellen, zur Verfügung zu haben.
- Die physikalische Erfassung der Ausbreitung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums, die es bei Bedarf ermöglicht, eine „aktive“ Rückflutung des Coriums durch Wassereinspritzung über den durchbohrten Reaktorbehälter durchzuführen. Die Vorrichtung besteht aus einer Thermoelement-Messleitung, die am Boden des RIC-Raums so nah wie möglich an den Schmelzsicherungen der „passiven“ Wiederflutungskappen angebracht ist. Ein Schutz für das Thermoelement ist vorgesehen, um einen ausreichend eindeutigen Messverlauf zu gewährleisten, bevor der Sensor möglicherweise durch das Corium zerstört wird. Die Messung ist gegen Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ unempfindlich und wird über die Notstromversorgung mit Diesel betrieben. Die Messung ist für die Unfallbedingungen im Reaktorgebäude (Temperatur, Strahlenbelastung) qualifiziert.

Diese Anordnung ist in Abbildung 13 dargestellt.

ÜBERSCHRIFT	Verdickung der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lagerungsebene

Ziel: Erhaltung der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters durch Begrenzung ihrer Erosion aufgrund der Wechselwirkung zwischen Corium und Beton.

Technische Erläuterung: Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze sieht die von EDF vorgesehene Strategie zur Verhinderung eines Verlusts der Sicherheitshülle durch einen Durchbruch der Fundamentplatte die Stabilisierung des Coriums vor, indem dieses zunächst trocken auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes verteilt und anschließend mit Wasser wieder überflutet wird. Während dieses Prozesses zersetzt sich der Beton der Fundamentplatte langsam unter der Einwirkung der vom Corium übertragenen Wärme: Dieses Phänomen wird als „Corium-Beton-Wechselwirkung“ (ICB) bezeichnet. Es führt zu einem teilweisen Abtrag der Fundamentplattenstärke, der von der chemischen Zusammensetzung des Betons selbst abhängt.

Um diesen „Abtrag“ bei der sehr quarzreichen Fundamentplatte des Reaktorgebäudes von Dampierre 3 auf die inneren Strukturen des Reaktorgebäudes zu beschränken und die tragende Fundamentplatte zu erhalten, hat EDF diese ICB-Phänomene analysiert. Dies führte zu einer Verdickung der Fundamentplatte mit einem Kalksandbeton im Reaktorbehälter-Schacht und im angrenzenden Kerninstrumentierungsraum (RIC) gemäß der von der ASNR erlassenen Vorschrift [AG-A-II].

TITEL	Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum und dem Bereich der Sumpfgruben des Reaktorgebäudes
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserpfad
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lagerung

Ziel: Gewährleistung der Stabilisierung des Coriums in dem dafür vorgesehenen Ausbreitungsbereich.

Technische Erläuterung: Gemäß der von der ASNR erlassenen Vorschrift [AG-A-III] schlägt EDF vor, eine bauliche Maßnahme zur Verstärkung der Betonwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes umzusetzen, um ein Durchdringen des Coriums zu verhindern und dieses im vorgesehenen Ausbreitungsbereich zu halten.

TITEL	Einbau von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sumpfbecke des Reaktorgebäudes
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Luftübertragung
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Bei einem Unfall mit Kernschmelze die Freisetzung von Jod in der Gasphase, das im kontaminierten Wasser im Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes enthalten ist, deutlich zu reduzieren.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, am Boden des Reaktorgebäudes (RG) ortsfeste Vorrichtungen zu installieren, die ein Alkalisalz enthalten, das nach seiner Auflösung im Wasser – sobald der Boden des RG geflutet ist – das im Wasser enthaltene Jod bindet und so dessen Übergang in die Gasphase begrenzt. Die Vorrichtungen sind passiv und bestehen aus Körben, die mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat (Borax) gefüllt sind.

Diese Körbe sind auf dem folgenden Foto in Abbildung 14 dargestellt. Ihre Anordnung im Reaktorgebäude ist in Abbildung 12 veranschaulicht.



Abbildung 14. Foto eines Korbs mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat

ÜBERSCHRIFT	Verbesserung der Erdbebensicherheit der Entlüftungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters U5 bei einem Erdbeben der SMS-Stufe
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze, Einwirkungen (Erdbeben) – Luftweg
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Sicherstellen, dass die Entlüftungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters nach einem Erdbeben mit erhöhter Sicherheitsstufe betriebsfähig bleibt.

Technische Erläuterung: Die Strategie zur Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze besteht darin, die Restleistung über das EAS-ND-System abzuführen, ohne dass zur Ableitung dieser Leistung eine Entlüftung des Sicherheitsbehälters erforderlich ist.

Dennoch wird die bestehende Entlüftungs- und Filteranlage als Notfallsystem beibehalten. Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme ist es, sicherzustellen, dass diese Anlage nach einem Erdbeben mit erhöhter Sicherheitsstufe (SMS) betriebsfähig bleibt.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Rohrleitungen, das Vorheizsystem (Lüftungskanäle und einen Schaltschrank) sowie den Sandfilter der Entlüftungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters erdbebensicher zu verstärken.



Abbildung 15. Foto der Entlüftungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters (Filter U5)

TITEL	Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptstromräumen des Sicherheitspfads B befinden
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze
Typologie	Technische Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Gewährleistung der Verfügbarkeit der Information „Reaktordruck“ im Kontrollraum, auch in Störfallsituationen infolge interner Störquellen im Elektraum, um die Reaktorsteuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

Technische Erläuterung: Die Anordnung zielt darauf ab, die Verfügbarkeit der Information „Containmentdruck“ (siehe Abbildung 13) im Kontrollraum zu gewährleisten, auch in Störfallsituationen, die auf interne Störquellen im Elektraum zurückzuführen sind, um die Anlagensteuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden, zu schützen, um ihren Brandschutz zu gewährleisten.

3.1.25. Sicherheitsmaßnahmen, die mehrere Sicherheitsziele betreffen

3.1.25.1. Kernmaßnahmen

Gemäß den 2014 erlassenen technischen Vorschriften der ASN hat EDF einen „Kernbereich“ mit materiellen und organisatorischen Maßnahmen eingerichtet, um folgenden extremen äußeren Einwirkungen (d.h. solchen, deren Schweregrad über das im Sicherheitsreferenzrahmen für kerntechnische Anlagen festgelegte Maß hinausgeht) zu begegnen:

- Erdbeben.
- Überschwemmungen (einschließlich Starkregen) und mit Überschwemmungen in Zusammenhang stehende Naturereignisse (extreme Winde, Blitzschlag, Hagel).
- Tornados.

Dieser „harte Kern“ besteht aus einer Reihe ortsfester Einrichtungen, die gegen „harte Kern“-Situationen und die damit verbundenen Einwirkungen robust ausgelegt sind, ergänzt durch mobile Einrichtungen sowie eine Organisation und Teams zu deren Einsatz, darunter die FARN. Er ist darauf ausgelegt, die Bewältigung extremer Situationen zu ermöglichen, die sich aus diesen extremen Einwirkungen ergeben: Der vollständige Ausfall der Stromversorgungen, die nicht zum „harten Kern“ gehören.

- Der vollständige Ausfall der Kühlquelle, die nicht zum „Noyau Dur“ gehört.
- Das Zusammentreffen dieser beiden Situationen.

EDF schlägt im Rahmen der periodischen Überprüfung ein kohärentes Paket an materiellen und betrieblichen Maßnahmen zur Umsetzung des „Noyau Dur“ vor, was zur Erreichung der technischen Ziele der Neubewertung der nuklearen Sicherheit beiträgt (ein Überblick über die wichtigsten Maßnahmen des „Noyau Dur“ ist in Anlage Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung unter § 4.2.1 dargestellt). Im weiteren Verlauf dieses Abschnitts werden die von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen beschrieben.

ÜBERSCHRIFT	„Noyau Dur“-Betrieb
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) und technische Vorkehrungen
Gültigkeit	Allgemein, Stufe

Ziel: Umsetzung einer Betriebsstrategie für die Anlage, die speziell auf die Bewältigung sogenannter „Hard-Core“-Situationen ausgerichtet ist und auf für diese Situationen robusten Anlagenkomponenten basiert.

Technische Erläuterung: EDF schlägt eine Betriebsanordnung vor, die auf einer Anlagensteuerung zur Umsetzung des „Noyau Dur“ basiert. Sie stützt sich auf eine einfache und zuverlässige Steuerungsstrategie, die vom Ausgangszustand des Reaktors und den eingesetzten „Noyau Dur“-Ausrüstungen abhängt. Sie wird umgesetzt, wenn die maßgeblichen Kriterien für eine Beeinträchtigung der Anlage infolge einer „Noyau Dur“-Situation erfüllt sind (z. B. vollständiger Ausfall der Stromquellen).

Die Betriebsstrategie ist an die für „Hard-Core“-Situationen festgelegten Ausgangszustände angepasst:

- Für Zustände, bei denen der Primärkreis unter Druck gesetzt werden kann und die Restleistung über die Dampferzeuger abgeführt werden kann:
 - Die Wasserezufuhr zum Primärkreislauf und zum Sekundärkreislauf wird durch die Anlagen des „Noyau Dur“-Systems gewährleistet. Die Zufuhr von Bor zum Primärkreislauf erfolgt über die Hochdruck-Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate (*siehe Anordnung „Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate des „Noyau Dur“-Systems“*), gleichzeitig mit der Kühlung des Primärkreislaufs durch den Sekundärkreislauf. Der Primärkreislauf wird anschließend durch das Öffnen einer Entlastungsleitung des Druckhalters druckentlastet, wodurch bei Bedarf die Zufuhr von borhaltigem Wasser über die Speicher des RIS-Systems und die EAS-ND-Pumpe fortgesetzt werden kann. Im Endzustand ist der Reaktor gekühlt und druckentlastet, und die Bor-Konzentration schließt jegliches Risiko einer kurz- und langfristigen erneuten Divergenz aus.
- Im Zustand „Kaltabschaltung zur Brennelementwechsel“ (APR), wenn das Transferrohr (*siehe Abbildung 11*) geöffnet ist und das Becken des Reaktorgebäudes (BR) mit dem Brennelementlagerbecken verbindet:
 - Die Restleistung des Reaktorkerns wird durch das im BR-Becken und im Brennelementlagerbecken verfügbare Wasser abgeführt. Die Wasserezufuhr zum Brennelementlagerbecken erfolgt über die Anlagen des „Noyau Dur“, wodurch auch die Wasserezufuhr zum BR-Becken über das geöffnete Transferrohr gewährleistet ist. Eine Zugangskammer zum BR wird vorab geöffnet, um einen Druckaufbau im BR durch den Dampf zu vermeiden, der durch ein mögliches Sieden des BR-Beckens entsteht. Mittelfristig bringt die FARN eine mobile Borierungsanlage vor Ort und nimmt sie in Betrieb, um eine ausreichende Borkonzentration im Wasser beider Becken sicherzustellen und so langfristig eine erneute Kernausbildung zu verhindern.

- Für den Zustand „Vollständig entladener Reaktor“ (RCD), in dem sich der Brennstoff im Brennstofflagerbecken befindet und das Transferrohr geschlossen ist. In diesem Zustand wird der Übergang in den „Harter Kern“-Betriebsmodus direkt über ein robustes „Harter Kern“-Alarmsystem im Kontrollraum ausgelöst.
- Die Restleistung des Reaktorkerns wird durch das Verdampfen der Flüssigkeit im Brennelementlagerbecken abgeführt. Die Betriebsstrategie steuert die Wasserzufuhr zum Brennelementlagerbecken über die „Noyau Dur“-Maßnahmen.

ÜBERSCHRIFT	Leit- und Steuerungssystem „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lagerung

Ziel: Ergänzung der bestehenden Leittechnik zur Steuerung der vorgeschlagenen „Noyau Dur“-Maßnahmen.

Technische Erläuterung: Die Anordnung dient der Ergänzung der Steuerungs- und Kontrollsysteme zur Steuerung der vorgeschlagenen „Noyau Dur“-Anordnungen: ASG-ND, Weiterleitung der Meldung über den Verlust der Kühlquelle an die Leitwarte, Vorrichtung zur Erkennung der Ausbreitung von Corium im Kerninstrumentierungsraum, analoge Füllstandsmessung im Brennelementlagerbecken. Folgende materielle Maßnahmen werden vorgeschlagen:

- Ergänzendes Anzeige- und Bedienfeld (PSCC) für den „Noyau Dur“ im Kontrollraum:
 - Hinzufügung von Bedienelementen, Kontrollleuchten, Schlüsselschaltern und Zeigeranzeigen.
 - Installation einer Übersichtstafel für bestimmte Funktionen des „Noyau Dur“, darunter das ASG-ND.
 - Neupositionierung der Füllstandsanzeigen der Becken.
 - Programmierung des digitalen Aufzeichnungsgeräts zur Verarbeitung der Füllstandsdaten des ASG-ND-Behälters, Berechnung des Integrals der Durchflusswerte des EAS-ND und Anzeige.
- Relaisrahmen: Einbau neuer Relaisrahmen für die neu eingeführten Funktionen und Anpassung bestehender Relaisrahmen.
- Elektrischer Unterverteiler: Umbau zur Zuordnung von Abgängen zu den neuen Polaritätseinheiten.
- Kabelverlegung und Anschlüsse zwischen PSCC, Relaisbaugruppen und bestimmten Schalttafeln und Schaltschränken.
- SPS-Schränke: Hinzufügen neuer Ein-/Aus-Eingänge in der Umrichters-SPS und Anpassung der Programmierung der analogen SPS.
- Schaltschränke: Verschiedene Änderungen zur Zuordnung von 48-V-DC- und 125-V-DC-Relais, Änderung des SPS-Programms und Verarbeitung von zwei neuen Informationen.
 - Spannungsanwesenheit am zweiten Sammelschienenansatz der Schalttafel, der direkt vom Notstromdiesel gespeist wird.
 - Meldung über den Ausfall der Kühlquelle.

ÜBERSCHRIFT	Notstromversorgung der Hartkern-Dampferzeuger (ASG-ND) und Hartkern-Nachspeisung der BR- und BK-Becken
Thema	Sicherheit / Beschädigungen, Unfälle ohne Kernschmelze, Brennstoffbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufung

Ziel: Sicherstellung der Ableitung der Restleistung des Reaktors über die Dampferzeuger und Sicherstellung der Ableitung der Restleistung der im Lagerbecken (BK-Becken) befindlichen Brennelemente durch Wasserzufuhr im „Hard Core“-Zustand.

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung ist die Einrichtung folgender Komponenten des „harten Kerns“:

- Die Wasserversorgung der Dampferzeuger (GV), um die Kühlung des Reaktors und die Ableitung der Restleistung über den Sekundärkreislauf zu ermöglichen.
- Die Wasserversorgung der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennelementgebäude (BK), um die Restleistung abzuführen und ein Freiliegen der Brennelemente zu verhindern.

Im „Noyau Dur“-Zustand wird die Wasserversorgung der DG durch eine Motorpumpe der Notwasserversorgung für die DG (ASG) gewährleistet, die aus dem Auffangbecken des ASG-Systems ansaugt. Diese Funktion wird als ASG-ND bezeichnet. Im „Noyau Dur“-Zustand wird die Motorpumpe automatisch über den Diesel-Notfallgenerator (DUS) versorgt, und zwar über eine spezielle Umschaltanlage, die im Rahmen der Maßnahme installiert wurde.

Die Funktion der dauerhaften Ableitung der Restleistung wird ihrerseits durch die Einrichtung einer neuen Anlage im Reaktorblock gewährleistet: eine Zusatzwasserversorgungsstation für den „Noyau Dur“-Betrieb (SEG-System), die eine dauerhafte Versorgung des ASG-Behälters sowie des Brennelement-Lagerbeckens aus der „Noyau Dur“-Wasserquelle ermöglicht.

Die Steuerung der ASG-ND- und SEG-Maßnahmen stützt sich auf die für den Betrieb des „Noyau Dur“ erforderlichen Informationen bezüglich des Kessels und der Becken, insbesondere: Füllstände der GV über einen weiten Bereich, Druck der GV, Kerntemperatur, Primärdruck sowie Füllstände der BR- und BK-Becken. Die Umsetzung der ASG-ND- und SEG-Maßnahmen erfordert:

- Gegebenenfalls müssen die verwendeten Strukturen, Systeme und Komponenten verstärkt oder geschützt werden, um sie widerstandsfähig gegen „Noyau Dur“-Ereignisse und deren Folgeeffekte zu machen.
- Die Zusatzventilstation für den „Noyau Dur“ zu installieren und deren Verbindungen zur Wasserquelle des „Noyau Dur“, zum ASG-Behälter und zum BK-Becken herzustellen.
- Über die Stromverteilung des „Noyau Dur“ die Notstromversorgung der verwendeten Aktoren und Sensoren (bestehende und neue) einzurichten.
- Ermöglichung der Steuerung und Überwachung der Anlagen vom Kontrollraum aus unter Verwendung der „Noyau Dur“-Steuerungs- und Kontrollstrukturen (basierend auf bestehenden und neu installierten Anlagen). Einige der Anforderungen an die „Noyau Dur“-Steuerung und -Kontrolle werden in einem separaten Plan behandelt (siehe Plan „Steuerung und Kontrolle Noyau Dur“).

Diese Anordnung ist in Abbildung 16 dargestellt.

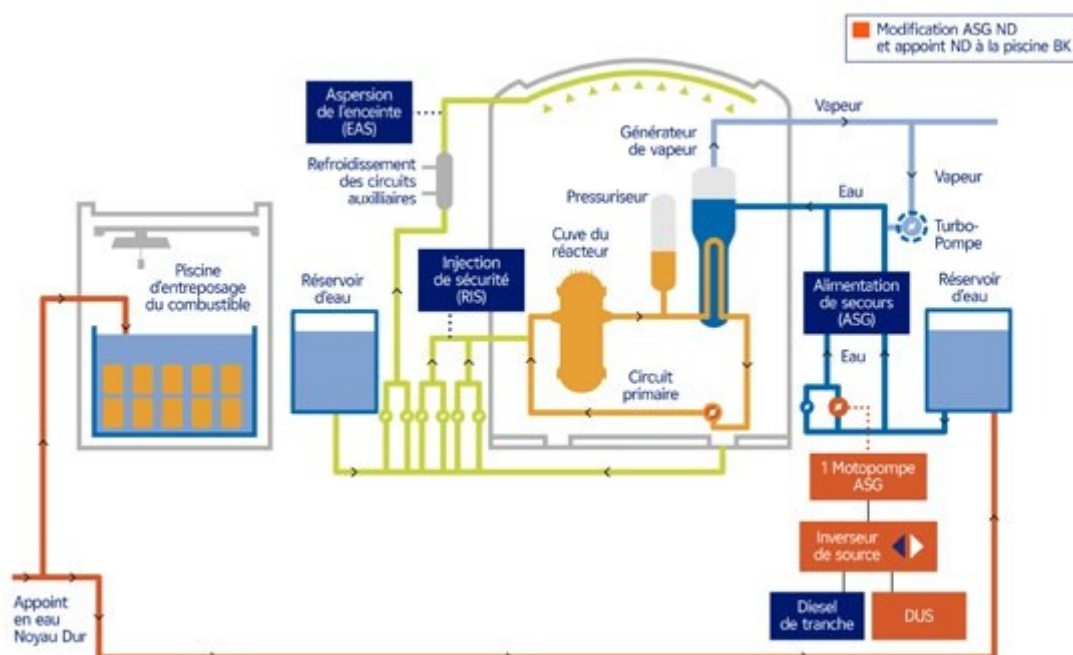


Abbildung 16. Prinzipskizze der ASG-ND-Anordnung und der „Noyau Dur“-Ergänzung an den Becken BR und BK

BEZEICHNUNG	Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Noyau Dur“ (PIJ-ND)
Thema	Sicherheit / Beschädigungen, Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Kühlung der Dichtungen der Primärpumpen, um die Integrität der ^{zweiten} Sicherheitsbarriere zu gewährleisten, sowie Einspeisung von boriiertem Wasser bei hohem Druck im Primärkreislauf, um die Reaktivität in Situationen mit einem „harten Kern“ unter Kontrolle zu halten.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Anordnung ist es, bereits in den ersten Minuten nach Eintritt eines vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung oder einer anderen Störsituation, die die Kühlung der Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) beeinträchtigt, eine Notmaßnahme zur Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) zu ergreifen, um Folgendes zu gewährleisten:

- die Dichtungen der Primärpumpen zu kühlen, um deren Integrität in „Hard-Core“-Situationen zu gewährleisten.
- in „Hard-Core“-Situationen borhaltiges Wasser einzuspritzen, wenn der Primärkreis unter hohem Druck steht.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die für zwei Reaktoren gemeinsame Einspritzpumpe für die Dichtungen der GMPP durch eine für jeden Reaktor eigene „Noyau Dur“-Pumpe zu ersetzen. Dieser Austausch erfordert eine Anpassung der Leitungen und der zugehörigen Komponenten, sodass für jeden Reaktor ein eigener Kreislauf zur Verfügung steht.

Die Stromversorgung der neuen Pumpe ist in die „Noyau Dur“-Stromverteilung integriert und wird durch das DUS abgesichert.

Die Arbeiten umfassen die Verlegung von Rohrleitungen, die Installation der Pumpe und der Ventile, die Aufstellung von Schaltschränken, die Verlegung von Kabeln sowie Anpassungen an der Leittechnik.

Diese Anordnung ist in Abbildung 17 und Abbildung 18 dargestellt.

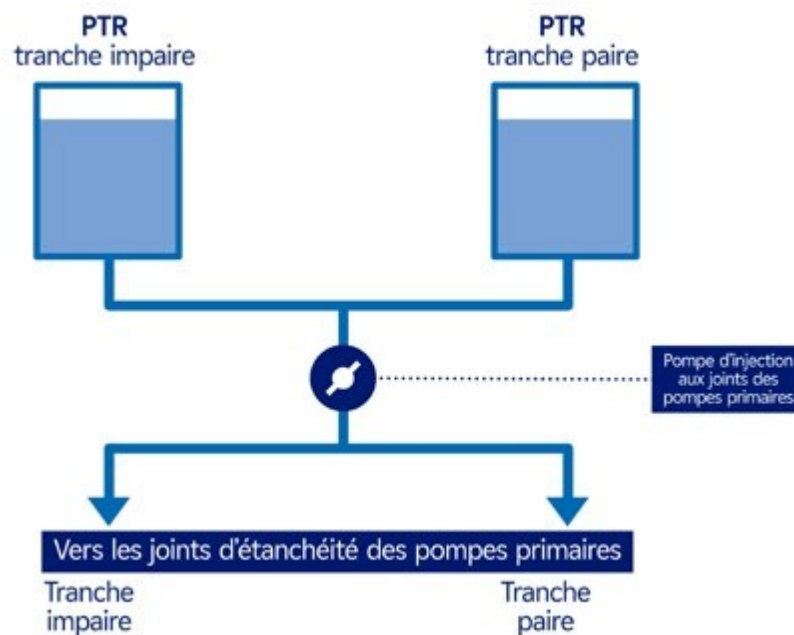


Abbildung 17. Konfiguration vor dem Einbau der Injektionspumpe an den „Noyau Dur“-Dichtungen (PIJ-ND)

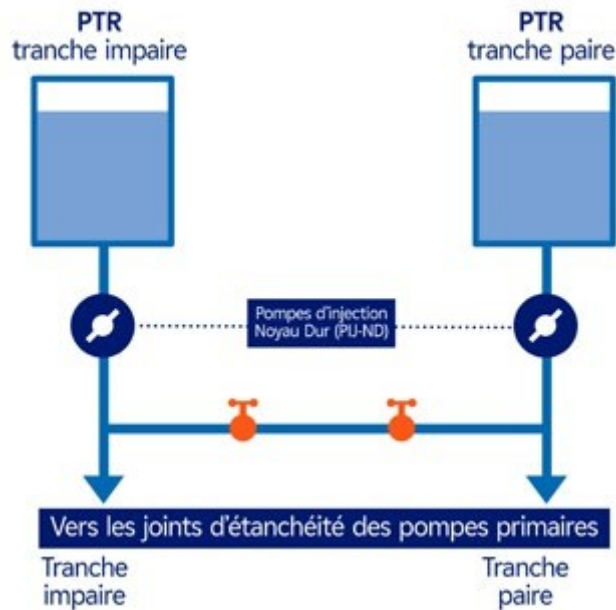


Abbildung 18. Konfiguration mit Einspritzpumpen mit „Noyau Dur“-Dichtungen (PIJ-ND)

ÜBERSCHRIFT	Repräsentative Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung in „Noyau Dur“-Situationen
Thema	Sicherheit / Störfälle, Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Materialauslegung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

Ziel: Verbesserung der Informationsqualität zur Bewältigung von „Noyau Dur“-Situationen.

Technische Erläuterung: Die Maßnahme zielt darauf ab, Informationen, die das ordnungsgemäße Funktionieren der Hochdruckborierung durch die Injektionspumpe an den „Noyau Dur“-Dichtungen belegen, gegenüber dem „Noyau Dur“-Erdbeben widerstandsfähig zu machen.

Die vorgeschlagene Maßnahme gliedert sich in drei Teile:

- Durchflussmessungen zur Feststellung, ob eine Hochdruckborierung wirksam ist: Die vorhandenen Sensoren werden bei Bedarf durch Sensoren ersetzt, die gegen das „Noyau Dur“-Erdbeben robust sind.
- Messungen des Druckhalterspiegels (notwendig für den Betrieb, um ein Überfüllen des Primärkreislaufs durch das Einspritzsystem zu vermeiden): Die Sensoren werden bei Bedarf durch „Noyau Dur“-erdbebensichere Sensoren ersetzt.
- Analoge Signalverarbeitung und Schaltschränke im Zusammenhang mit den oben genannten Sensoren: Die Robustheit der Messketten und Schaltschränke gegenüber einem „Noyau Dur“-Erdbeben wird überprüft. Es werden Vorkehrungen getroffen, um die zum „Noyau Dur“ gehörenden Elemente dieser Ketten elektrisch von den übrigen zu trennen.

ÜBERSCHRIFT	Erkennung eines vollständigen Ausfalls der Kühlquelle (H1), robust gegenüber Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Störfälle, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Gewährleistung der Erkennung von Unfallsituationen mit vollständigem Verlust der Kühlquelle infolge eines „Noyau Dur“-Erdbebens vom Kontrollraum aus.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, dem Bediener im Kontrollraum die für eine Situation des vollständigen Ausfalls der Kaltquelle (sogenannte „H1“-Situation) relevanten Informationen zur Verfügung zu stellen, damit er im Falle einer „Noyau Dur“-Situation die Leistung reduzieren und den Reaktor stabilisieren kann.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, zwei vorhandene Drucksensoren an den Anschlüssen jedes Wärmetauscherpaares der Kaltquelle (SEC) für den Zwischenkühlkreislauf des Reaktors (RRI) durch für ein „Noyau Dur“-Erdbeben qualifizierte Geräte zu ersetzen. In einer „Noyau Dur“-Situation ist jedes Sensorpaar somit in der Lage, einen ungewöhnlich hohen Druckabfall zu erkennen:

- ungewöhnlich hoher Druck, der auf eine Verstopfung der Wärmetauscher auf der Rohwasserseite hindeutet.
- Ungewöhnlich niedrig, was auf eine Störung der Pumpen oder des Not-Rohwasserkreislaufs hindeutet.

Die Information über den Eintritt in die H1-Situation wird den Bedienern im Kontrollraum über einen Alarm bereitgestellt, der auf dem speziellen „Noyau Dur“-Bedienpult installiert ist. Dieser Alarm wird bei gleichzeitigem Ausfall beider Rohwasser-Notversorgungsleitungen ausgelöst.

Die Datenübertragung zwischen den Sensoren und dem Kontrollraum erfolgt innerhalb der Steuerungs- und Kontrollanlage „Noyau Dur“. Die bestehende elektrische Architektur wird so angepasst, dass sie an die Stromverteilung „Noyau Dur“ angeschlossen werden kann.

ÜBERSCHRIFT	Automatische Reaktorabschaltung und Meldung eines „signifikanten Erdbebens“ – robust im „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Belastungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Gewährleistung der automatischen Abschaltung des Reaktors im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur“ und der Weiterleitung der Informationen, die das Auftreten eines „signifikanten“ Erdbebens anzeigen, an den Kontrollraum.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt auf die automatische Abschaltung des Reaktors im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur“ sowie auf die Weiterleitung von Informationen, die das Auftreten eines „signifikanten“ Erdbebens anzeigen, an die Leitwarte ab.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- Ersatz der Beschleunigungsmesser, die zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei Erschütterungen dienen, durch ein robustes Modell, das gegen Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ ausgelegt ist und keine programmierten elektronischen Bauteile enthält.
- Einbau eines neuen Beschleunigungsmessers im Elektroraum.
- Den neuen Beschleunigungsmesser mit einer für das Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ ausgelegten Stromversorgung auszustatten.
- Die Informationen über das Auftreten eines signifikanten Erdbebens und über einen Sensorfehler über zwei Kontrollleuchten an die Zusatzanzeige- und Steuertafel im Kontrollraum zu übermitteln.

TITEL	Robustheit gegenüber „Noyau Dur“-Lastfällen (einschließlich „Noyau Dur“-Erdbeben)
Thema	Einwirkungen (Erdbeben)
Typ	Bestimmungen zum „Noyau Dur“, um die von der ASNR unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassenen Vorschriften [AGR-F] und/oder [ND-C] zu erfüllen
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

Ziel: Bestimmte Ausrüstungen, die Teil des „Noyau Dur“ sind, robust gegenüber „Noyau Dur“-Szenarien zu machen.

Technische Erläuterung: Als Reaktion auf die Vorschriften [AGR-F] und/oder [ND-C] wird EDF Maßnahmen umsetzen, um bestimmte zum „Noyau Dur“ gehörende Ausrüstungen gegen „Noyau Dur“-Lastfälle widerstandsfähig zu machen.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen insbesondere in der Verstärkung von Halterungen oder Verankerungen oder im Austausch von Bauteilen durch solche, die gegenüber „Noyau Dur“-Lastfällen widerstandsfähig sind.

TITEL	RRB-Markierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Plane
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein „Palier“

Ziel: Gewährleistung der Erdbebensicherheit im „Noyau Dur“-Zustand durch erforderliche Maßnahmen sowie der Funktionsfähigkeit der Anlagen im Winterbetrieb.

Technische Erläuterung: Die Wasserstandsmessungen im Behälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems der Schwimmbecken (PTR) kommen im Störfall bei der automatischen Umschaltung auf den Umwälzbetrieb in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes zum Einsatz, sobald das Wasser aus dem PTR-Behälter in den Reaktor eingespeist wurde.

Die Bestimmung zielt darauf ab, die Erdbebensicherheit einer der Wasserstandsmessungen im PTR-Behälter, der Teil des „Noyau Dur“ ist, bei einem „Noyau Dur“-Erdbeben zu gewährleisten. Die Bestimmung zielt außerdem darauf ab, die ordnungsgemäße Verfügbarkeit der elektrischen Begleitheizung bestimmter Leitungen im Falle eines Erdbebens während der kalten Jahreszeit sicherzustellen.

Insbesondere ermöglicht die Maßnahme, die Betriebsfähigkeit der PTR-Füllstandsmessungen in solchen Belastungssituationen zu gewährleisten, indem jegliches Risiko einer Bor-Kristallisation in den PTR-Wasser führenden Messleitungen vermieden wird. Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, einen der vier PTR-Füllstandssensoren durch einen für den „Noyau Dur“ qualifizierten Sensor zu ersetzen.

Die Maßnahme betrifft auch das Beheizungssystem der borhaltigen Wasserleitungen (RRB): Die Stromversorgung mehrerer Heizkabel wird geändert und einige davon werden ausgetauscht, um deren einwandfreies Funktionieren zu gewährleisten und somit die elektrische Begleitheizung der Leitungen sicherzustellen, die im Falle eines Erdbebens während der kalten Jahreszeit oder einer „Noyau Dur“-Notfallsituation erforderlich ist.

TITEL	Einbau einer analogen, im „Noyau Dur“ robusten Füllstandsmesskette für das Brennelagerbecken
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typ	Hardware-Konfiguration
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Bereitstellung einer Messung zur Beurteilung des Zustands des Brennelement-Lagerbeckens im „Noyau Dur“-Zustand, um die Wasserzugabe in das Becken zu steuern.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme besteht in der Installation einer analogen Messanlage, mit der der Füllstand des Brennelement-Lagerbeckens vom normalen Betriebsniveau bis zur Oberkante der gelagerten Brennelemente gemessen werden kann.

Die Informationen zum Wasserstand sowie zur Entleerungsgeschwindigkeit des Brennelement-Lagerbeckens werden in den Kontrollraum weitergeleitet. Die gesamte Messkette ist für das Erdbeben „Noyau Dur“ und die verschlechterten Umgebungsbedingungen im Brennstoffgebäude (BK) qualifiziert. Die vorgeschlagene technische Lösung ist ein kabelgeführter Radarsensor, dessen Sonde am Rand des Brennstofflagerbeckens auf einer neuen Halterung angebracht wird. Die Elektronik des Sensors ist außerhalb der BK-Halle untergebracht, um weniger rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt zu sein.

Die Messwerte werden im Kontrollraum an das Panel für Signale und Zusatzsteuerungen im Rahmen des Konzepts „Neue Kernsteuerung“ weitergeleitet.

ÜBERSCHRIFT	„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im BR-Becken
Thema	Sicherheit / Beschädigungen, Unfälle ohne Kernschmelze, Brennstoffbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein, Stufensystem

Ziel: Bereitstellung der erforderlichen Maßnahmen zur Durchführung eines Szenarios für den Kühlverlust im Lagerbecken des Reaktorgebäudes im „Hard Core“-Zustand.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme zielt darauf ab, die „Alles-oder-Nichts“-Messkette für den Wasserstand im Reaktorgebäude-Becken (BR) gegenüber „Harter Kern“-Situationen widerstandsfähig zu machen. Diese Maßnahme kommt bei der „Harter Kern“-Betriebsführung im abgeschalteten Zustand zum Einsatz, falls es zu einem Kühlverlust im BR-Becken kommt.

Der vorhandene Füllstandssensor mit drei Schwellenwerten ist nach Überprüfung in seinem derzeitigen Zustand qualifiziert.

Er wird an die „Noyau Dur“-Leittechnik angeschlossen, um die Informationen an die Leitwarte, genauer gesagt an die „Noyau Dur“-Anzeige- und Zusatzsteuertafel, weiterzuleiten.

BEZEICHNUNG	Dampfabblass im „Noyau Dur“-Zustand
Thema	Sicherheit / Brennstoffbecken
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemeine Maßnahmen

Ziel: Vermeidung eines Druckaufbaus in Gebäuden durch Dampf, der beim möglichen Überkochen der Wasserbecken entstehen könnte, für „Hard-Core“-Szenarien, die im Zustand „Abgeschaltet zur Wiederaufladung“ auftreten.

Technische Erläuterung: Für „Hard-Core“-Situationen im Zustand „Abgeschaltet zur Brennelementnachfüllung“ (APR) sieht EDF vor, die Restleistung der Brennelemente abzuleiten, indem das Becken des Reaktorgebäudes (BR) durch Schwerkraft aus dem Brennelementlagerbecken über das in dieser Konfiguration geöffnete Übertragungsrohr befüllt wird (siehe Anordnung „Nachfüllung des „Hard-Core“ in die BR- und BK-Becken“). Um einen Druckaufbau in den Gebäuden durch den Dampf zu vermeiden, der durch ein mögliches Überkochen der Becken entstehen könnte, werden eine Schleuse des BR und ein Abluftkanal des Brennstoffgebäudes (BK) geöffnet. Anschließend ist eine Rückkehr zur Kühlung durch die mobile Kühlanlage „PTR bis“ vorgesehen, die von der FARN zum Standort gebracht wird. Dies ermöglicht nach einer entsprechenden Leitungsanbindung sowohl die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens als auch des BR-Beckens, wodurch das Sieden letztendlich gestoppt wird und im BR und im BK wieder normale Bedingungen hergestellt werden können.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, den Einsatzkräften vor Ort eine Vorrichtung zur Aufrechterhaltung des offenen Zustands der BR-Schleuse auf der 0-Meter-Ebene zur Verfügung zu stellen, um ein unbeabsichtigtes Wiederverschließen der Schleuse zu verhindern.

TITEL	Nachfüllung des Kerns von oben in das Brennelementlagerbecken
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Trennung der Funktionen „normale Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens“ und „Wasserzufuhr zum Harten Kern im Brennelement-Lagerbecken“.

Technische Erläuterung: Für die Funktion der „Wasserzufuhr zum Kern des Feststoffs im Brennelementlagerbecken“ über die allgemeine Wasserquelle wird eine Konstruktionsänderung geprüft, um die Wasserzufuhr von oben in das Becken über eine eigene Leitung sicherzustellen. Diese neue Konstruktion ermöglicht die Trennung der Funktionen „normale Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens“ und „Wassernachspeisung des Kerns im Brennelement-Lagerbecken“ zu trennen. Außerdem ermöglicht es eine gleichmäßige Verteilung des kalten Wassers im

Becken durch eine Nachspeisung am oberen Beckenrand und vermeidet jegliches Risiko eines Kälteschocks an der Beckenauskleidung.

Die vorgeschlagene Anordnung sieht vor, die gemeinsame Druckleitung der Anordnungen „PTR bis“ und „Wasserzufuhr zum Noyau Dur im Brennelagerbecken“ nicht mehr an die Druckleitung der normalen Kühlung des Brennelagerbeckens anzuschließen, sondern diese gemeinsame Leitung am oberen Ende des Beckens münden zu lassen.

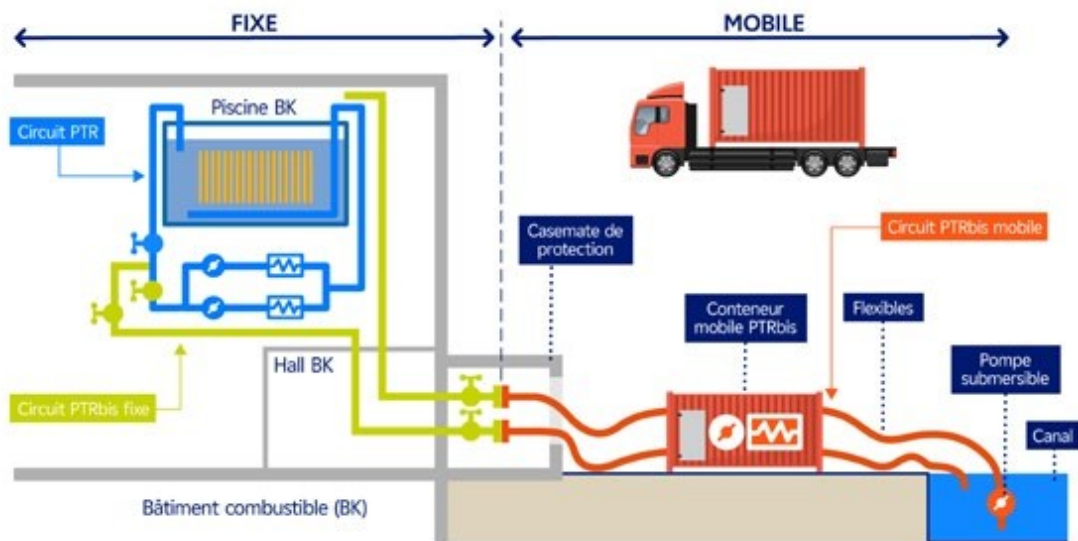


Abbildung 19. Nachspeisung des „Noyau Dur“ über den oberen Teil des Brennelagerbeckens (dargestellt durch die grüne Rohrleitung im Schema rechts neben dem Brennelagerbecken)

ÜBERSCHRIFT	Schutzmaßnahmen gegen den Tornado „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Einwirkungen
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Gewährleistung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen einen Tornado der Stufe „Noyau Dur“.

Technische Erläuterung: Der „Noyau Dur“ muss gegen einen Tornado der Stufe „Noyau Dur“ (Stufe EF3 auf der Fujita-Skala für das Kraftwerk Dampierre-en-Burly) widerstandsfähig sein. Dies beinhaltet den Schutz der Strukturen, Systeme und Komponenten des „Noyau Dur“ vor den direkten Auswirkungen eines Tornados der Stufe „Noyau Dur“ (z. B. windbedingter dynamischer Druck, Unterdruck, der zu einer Beschädigung der Lüftungskanäle führen kann) oder vor den indirekten Auswirkungen (herumfliegende Gegenstände) des Tornados.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- Hinzufügen physischer Schutzvorrichtungen.
- Oder die anfälligen Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) des Kernbereichs zu verstärken.

Die Art der Schutzmaßnahmen wird an jeden SSC-Typ angepasst. Die wichtigsten Schutzmaßnahmen werden außerhalb der Räumlichkeiten umgesetzt und bestehen aus dem Einbau von metallischen Schutzkonstruktionen (verstärkte Gitter, Stahlnetze, Stahlkonstruktionen, Gitterroste, Sonstiges) vor den zu schützenden „Hard Core“-Einrichtungen (Rohrleitungsabschnitte, Kabelkanäle oder Ähnliches), insbesondere vor dem Behälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems für Schwimmbäder (PTR) und dem Brennstoffgebäude (BK).

Diese Anordnung ist in Abbildung 20 dargestellt.

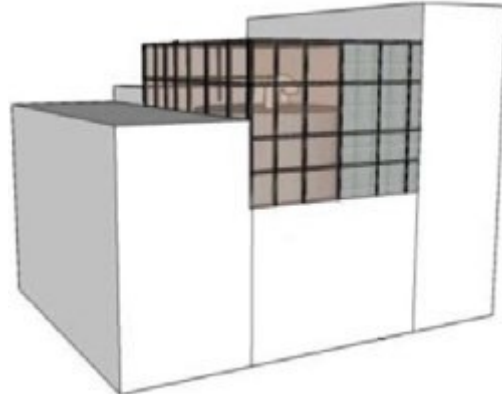


Abbildung 20. Schutz des „Kernbereichs“ vor Tornados: Beispielfoto der aktuellen Anlage und Darstellung der vorgeschlagenen Anordnung mit „verstärkten Gittern“ um die zylindrische PTR-Abdeckung.

ÜBERSCHRIFT	220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Angriffe, Brennstoffbecken
Typologie	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein, Stufig

Ziel: Die Stromversorgung verschiedener Geräte zu ermöglichen, die für das Krisenmanagement nützlich sind.

Technische Erläuterung: Das Notstromaggregat (DUS) stellt nun eine zusätzliche Stromquelle an den EDF-Standorten dar. Die Maßnahme zielt darauf ab, das DUS zu nutzen, um verschiedene für das Krisenmanagement nützliche Geräte (insbesondere Telekommunikationsgeräte sowie Ausrüstung für den individuellen oder kollektiven Schutz) mit 220 V zu versorgen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, in der Nähe des Reaktorleitstands neue, vom DUS abgesicherte 220-V-Steckdosen zu installieren, einschließlich der Verlegung von Stromleitungen, der Aufstellung von Transformatoren, der Einrichtung einer Unterverteilung (Stromverteilung und Absicherung) sowie der erforderlichen Anschlüsse (Steckdosenkästen).

BEZEICHNUNG	Lokales Krisenzentrum (CCL)
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Materielle Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Stärkung der Krisenbewältigungsmaßnahmen, um dem Betreiber die langfristige Bewältigung einer schweren Krise (insbesondere einer Krise, die mehrere Reaktoren betrifft) zu ermöglichen.

Technische Erläuterung: Im Rahmen des RP4 900 schlägt EDF vor, die Krisenbewältigungsmaßnahmen durch den Bau eines neuen lokalen Krisenzentrums (CCL) an jedem Standort zu verstärken, damit der Betreiber des Standorts eine schwerwiegende Krise (insbesondere eine Krise, die mehrere Reaktoren betrifft) langfristig bewältigen kann. Dieses Gebäude gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Zugänglichkeit, Autonomie und Wohnbarkeit. Es ist so dimensioniert, dass es den für den „harten Kern“ festgelegten äußeren Einwirkungen standhält.

Das CCL schützt seine Insassen vor radioaktiver Strahlung von außen und innen (im Zusammenhang mit Kontamination) sowie vor chemischen Gefahren. Es verfügt über:

- einen passiven Schutz und ein Filtersystem, das den Gehalt an Kontaminations- und Strahlungsquellen reduziert und für den Fall eines Unfalls mit vollständiger Kernschmelze in einem Reaktor des Standorts ausgelegt ist.
- einer Dekontaminationszone, die verhindert, dass sich die dosimetrischen Bedingungen im Inneren des CCL verschlechtern, falls die äußere Umgebung besonders stark kontaminiert sein sollte.
- Über eine autonome Stromversorgung, die durch ein Notstromaggregat und Batterien gewährleistet wird.
- einer Stromversorgung des CCL von außen durch die FARN;
- einer automatischen Weiterleitung der für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen für alle Reaktoren des Standorts.

Was den letzten Punkt betrifft, so werden Änderungen an der Architektur des IT-Netzwerks der Standorte sowie die Einrichtung einer computergestützten Überwachungsarchitektur den Krisenstabmitarbeitern den Zugriff auf die Standortdaten sowie die Installation der entsprechenden Anzeigen ermöglichen.

Sollte die automatische Weiterleitung von Informationen nicht mehr gewährleistet sein, sieht die Regelung weitere technische Mittel und organisatorische Vorkehrungen vor, die die Weiterleitung der für das Krisenmanagement erforderlichen Daten ermöglichen.

TITEL	Langfristige Kühlung des Kontrollraums
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Untersuchte Anordnung
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

Ziel: Gewährleistung der langfristigen Kühlung des Kontrollraums im „Harten Kern“-Zustand.

Technische Erläuterung: Es werden Untersuchungen zu den Temperaturbedingungen im Elektroraum und insbesondere im Kontrollraum mittel- und langfristig in „Hard-Core“-Szenarien mit einem langanhaltenden Ausfall der normalen Kühlung (Ausfall der Kältequelle) durchgeführt.

Es wird eine Maßnahme geprüft, um die Temperatur in den sensiblen Räumen zu kontrollieren und die Betriebsbedingungen im Kontrollraum zu verbessern. Die geplante Maßnahme besteht darin, eine Luftkühlung für das Kühlwasser der Raumlüftung im Elektroraum hinzuzufügen.



Abbildung 21. Kontrollraum eines 900-MWe-Reaktors (Copyright EDF / DAMPIERRE / Romain BEAUMONT)

3.1.252 Weitere Maßnahme

Die folgende Maßnahme betrifft mehrere Sicherheitsziele.

ÜBERSCHRIFT	Erreichbarkeit der Einsatzkräfte bei Unfällen für Maßnahmen vor Ort
Thema	Sicherheit / Übergriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Bestimmungen und derzeit geprüfte Maßnahmen im Anschluss an Studien als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassene Vorschrift [FOH-B]
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

Ziel: Überprüfung der tatsächlichen Fähigkeit des Betriebspersonals, im Falle eines Unfalls, eines Unfalls mit Kernschmelze oder eines Angriffs Zugang zu den Räumlichkeiten zu erhalten und dort die im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit erforderlichen Maßnahmen durchzuführen.

Technische Erläuterung: Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass die im Nachweis der nuklearen Sicherheit berücksichtigten Situationen nicht zu einer Veränderung der Umgebungsbedingungen führen, die die Durchführung der von den Einsatzkräften vor Ort durchzuführenden Maßnahmen (Maßnahmen, die für die Bewältigung dieser Unfallsituationen erforderlich sind) beeinträchtigen könnte.

Die Analysen haben ergeben, dass bestimmte Ventile des Sicherheitsinjektionssystems (RIS) und des chemischen und volumetrischen Kontrollsystems (RCV) aufgrund der radiologischen und thermischen Umgebungsbedingungen in den Räumen, in denen sie sich befinden, möglicherweise nicht mehr zugänglich sind, um bei Bedarf vor Ort betätigt zu werden.

Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme ist es, die Betätigung dieser Ventile vom Elektroraum aus zu ermöglichen. Diese Ventile werden über Schaltschränke mit Strom versorgt, an die Selbstüberwachungszellen (bereits vorhandene Vorrichtungen) angeschlossen werden können, um die Ventile fernzusteuern. Betroffen sind drei Ventile: ein Ventil am chemischen und volumetrischen Regelsystem (RCV) sowie zwei Ventile am Sicherheitsinjektionssystem (RIS). Für eines dieser beiden Ventile wird ein Adapter bereitgestellt, um den Anschluss der Selbstüberwachungszelle an den Schaltschrank zu gewährleisten. Die Sammlung der Maßnahmenblätter vor Ort wird aktualisiert, um darauf hinzuweisen, dass die Betätigung dieser Ventile vom Elektroraum aus erfolgen muss.

Die Maßnahme zielt zudem darauf ab, die Einrichtung des lokalen Krisenzentrums und die Belüftungsanordnung des Elektraums zu nutzen, um die Kompaktheit und damit die Abschottung der Überlebensinsel (die den Kontrollraum enthält) zu verbessern, indem die Belüftung von Nebenräumen, die vom Kontrollraum entfernt sind, getrennt wird, insbesondere bei den geraden Reaktoren.

Für diese Räume sieht die Maßnahme vor, sie endgültig von der Belüftung der Überlebensinsel zu trennen und an ein anderes Belüftungssystem anzuschließen. Die Maßnahme umfasst die Änderung bestimmter Abschnitte der Lüftungskanäle und der zugehörigen Ausrüstung.

Die im Rahmen der von der ASNR erlassenen Vorschrift [FOH-B] durchgeführten Studien, die von EDF verlangen, die tatsächliche Fähigkeit der Bediener zu überprüfen, Zugang zu den Räumen zu erhalten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit geforderten Maßnahmen im Falle eines Unfalls, eines Unfalls mit Kernschmelze oder eines Angriffs durchzuführen, bestätigen die Angemessenheit der vorgesehenen Maßnahmen.

I 32 -Maßnahmen zum Bereich „Nachteile“

Dieser Teil der regelmäßigen Überprüfung bezieht sich auf die Bewältigung der Belästigungen, die von der Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen, Abfällen sowie der von ihr möglicherweise verursachten Beeinträchtigungen (Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen) ausgehen.

Gemäß den gesetzlichen Anforderungen umfasst der Abschnitt „Nachteile“ der Überprüfung:

- Einerseits eine Bestandsaufnahme hinsichtlich der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie eine Auswertung der Betriebserfahrungen der vergangenen zehn Jahre.
- Zum anderen eine Aktualisierung der Bewertung der Beeinträchtigungen, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt.

In Dokument Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung wird der Inhalt des Abschnitts „Nachteile“ näher aus, insbesondere bestimmte Maßnahmen, die seit der letzten Überprüfung bereits

umgesetzt wurden. EDF schlägt zu diesem Thema folgende Formulierung vor.

ÜBERSCHRIFT	Errichtung einer belüfteten, mit Jodfilter ausgestatteten Einhausung um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksbereichs (RPE)
Thema	Nachteile
Typologie	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

Ziel: Begrenzung des Risikos einer Jodfreisetzung in die Umwelt im Normalbetrieb.

Technische Erläuterung: Je nach Integrität der Brennstoffhüllen und der Kreisläufe können in bestimmten Räumen gasförmige Jodemissionen (Spaltprodukte) auftreten.

Diese als „Jodrisikoräume“ bezeichneten Räume müssen in ihrem Lüftungssystem mit Jodabscheidern (Filtervorrichtungen) ausgestattet sein, um die Freisetzungen aus der Anlage in die Umwelt im Normalbetrieb zu begrenzen.

Im Rahmen des RP4 900 wurde das Risiko von Jodfreisetzungen für bestimmte Räume, die bei der Reaktorkonstruktion nicht an eine Belüftungsanlage mit Jodfilterung angeschlossen sind, neu bewertet. Im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen wurde ein weiterer Raum identifiziert.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, in dem betreffenden Raum eine belüftete Isolierkammer um die Ventile und Flansche – Bauteile, die undicht werden können – des Sammelkreislaufs für Abwässer aus dem Kernkraftwerksbereich (RPE) zu installieren. Zwischen dieser Isolierkammer und dem nächstgelegenen Lüftungskanal, der an die Jodfilteranlage angeschlossen ist, wird eine Verbindungsleitung angelegt.

Abbildungen, die diese Anordnung veranschaulichen, sind in Abbildung 22 und Abbildung 23 dargestellt.

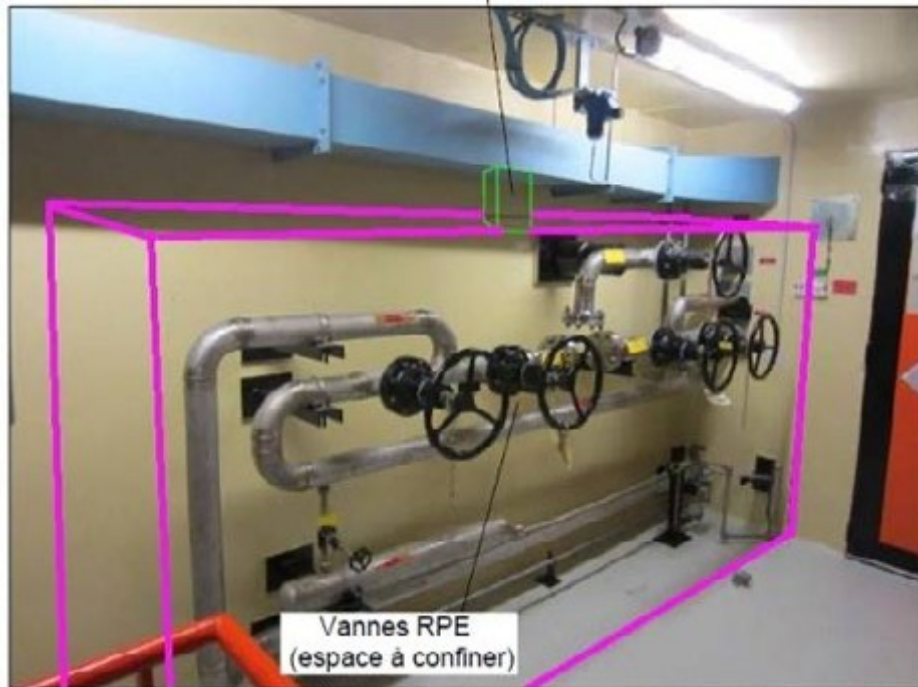


Abbildung 22. Einrichtung einer belüfteten, an die Jodfilteranlage angeschlossenen Umhüllung um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksbereichs (RPE): Foto des Raums und Lage der Anordnung.

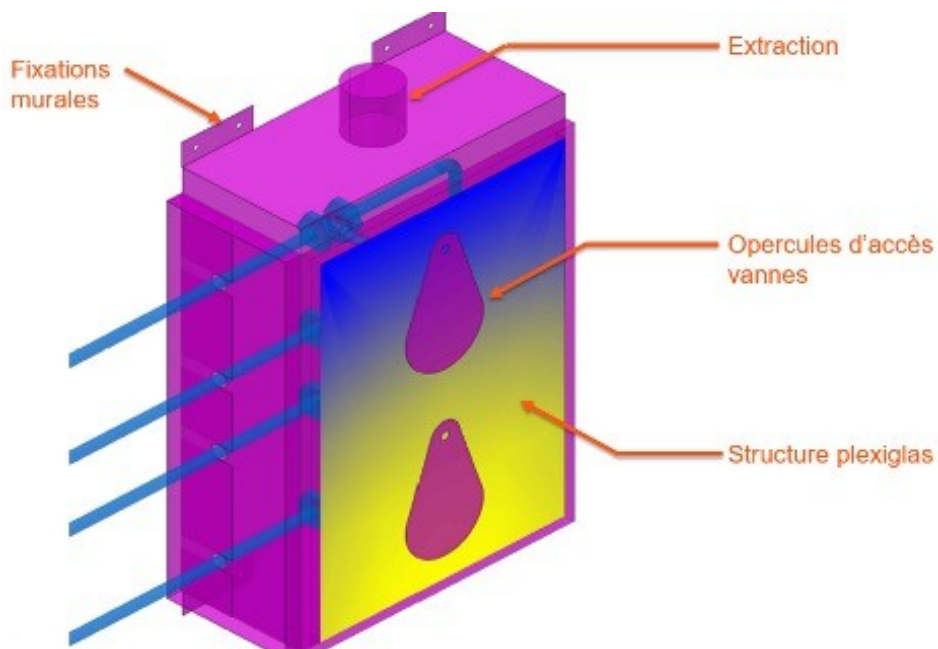


Abbildung 23. Einrichtung einer belüfteten Kammer, die an die Jodfilteranlage angeschlossen ist, um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksbereichs (RPE) herum: Darstellung der Anordnung.

3.3 -Maßnahmen zur langfristigen Instandhaltung der Anlagen

Für die langfristige Erhaltung der Anlagen umfasst das Industrieprogramm von EDF Folgendes:

- Nachweis der Eignung nicht austauschbarer Komponenten, ihre Funktion nach 40 Jahren weiterhin zu erfüllen (Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter).
- Nachzuweisen, dass austauschbare Komponenten ihre Funktion auch nach 40 Jahren noch erfüllen können, oder sie entweder zu ersetzen oder zu sanieren.
- Nachzuweisen, dass die betreffenden mechanischen und elektrischen Anlagen weiterhin den Anforderungen entsprechen, oder gegebenenfalls entweder deren Austausch oder deren Modernisierung vorzunehmen.

EDF schlägt folgende Maßnahmen zur langfristigen Erhaltung der Anlagen vor.

ÜBERSCHRIFT	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen der KRT-Kette mit hohem Gamma-Fluss BR
Thema	Aufrechterhaltung der Qualifizierung
Typ	Materielle Bestimmung
Gültigkeitsbereich	Allgemein Stufe

Ziel: Sicherstellung der Eignung einer Aktivitätsmesskette im Reaktorgebäude unter Unfallbedingungen über einen Betriebszeitraum von mehr als 40 Jahren hinaus.

Technische Erläuterung: Die Messkette zur Überwachung der „hohen Gamma-Strahlung“ im Reaktorgebäude (die zum System zur Überwachung der Radioaktivität des KRT-Reaktors gehört) ermöglicht es, die Gamma-Dosisleistung in der Luft des Reaktorgebäudes ab Beginn eines Unfalls zu messen und deren Entwicklung zu verfolgen. Der Antrag zielt darauf ab, die Eignung dieser Messkette für Unfallbedingungen auch nach mehr als 40 Betriebsjahren sicherzustellen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, bestimmte Komponenten zu ersetzen, bei denen die Aufrechterhaltung der Eignung nicht nachgewiesen werden kann: Messschrank, Anschlusskasten sowie das digitale Iktometer⁹.

Anhang 1

Liste der des Betreibers

Dieser Anhang listet die vom Betreiber vorgeschlagenen und in § 3 näher erläuterten Maßnahmen auf.

Bestimmungen zum Thema Risiken (§3.1)

Bestimmungen zur Konformität der Anlage (§3.1.1)

Umgang mit dem außergewöhnlichen Ereignis bei der Herstellung von MOX-Brennstäben

Maßnahmen bei Unfällen ohne Kernschmelze (§3.1.2.1)

Druckanstieg in den Borwasser-Akkumulatoren des Sicherheitsinjektionssystems

MOX-Brennstäbe mit auf 16 bar gesenktem Fülldruck

Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle

Einschränkung der Bewegungen der Regelstäbe der Gruppe „R“

Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelementkassette

Erweiterung der Studien im ergänzenden Bereich

Einbau einer Entnahmeverrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen)

Einbau eines Entnahmestutzens am Doppelmantel der RIS- und EAS-Kreisläufe

Bestimmungen zu Belastungen (§3.1.2.2)

Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Belastungen
Verringerung der Wärmebelastungen
Anbindung des Absperrventils des Wasserstoffkreislaufs an die Brandmeldeanlage (Gefahr eines Entzündungsspritzers von Wasserstoff)
Verbesserung der Robustheit der Anlage gegenüber der Brandgefahr
Schutz des Brennelement-Lagerbeckens vor Brandgefahr
Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „harten Kern“-Sicherheitsbehälter (EAS-ND) und Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromverteilung
Schutz der Räume, die bei einem Brand durch den Ausfall der ortsfesten Sprinkleranlagen gefährdet sind
Verhinderung des Eindringens von Luft in das Abgasbehandlungssystem für wasserstoffhaltige Abgase
Einbau einer Anschlussmanschette am Gasspeichersystem
Verhinderung der Explosionsgefahr in den Batterieräumen
Schutz der Rohrleitungen im Reaktorblock vor Explosionen
Funktionsanalysen zur nuklearen Sicherheit im Hinblick auf interne Explosionen und Risikoprävention im Reaktorgebäude
Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei extremer Hitze mit Temperaturen, die über die Auslegungswerte hinausgehen
Begleitheizung (Heizkabel) für Wasserleitungen
Schutz vor Tornados (Gitter)
Blitzschutz

Bestimmungen zum Brennstofflagerbecken „BK“ (§3.1.2.3)

Brandschutzwand zwischen den beiden Kühlpumpen des BK-Beckens
Ergänzende Untersuchungen zur Sicherheit der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennstoffgebäude (BK)
Rückkehr in einen nicht siedenden Zustand des BK-Beckens nach einem Unfall oder einer Störung

Bestimmungen zu Unfällen mit Kernschmelze (§3.1.2.4)

Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze
Ersatz bestehender, für den Kernschmelzunfall nicht qualifizierter Ausrüstungen
Fest installierte Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser
Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage
Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude
Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sumpfbeckens des Reaktorgebäudes
Notstromversorgung für die Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung einer Corium-Ausbreitungserkennung im Kerninstrumentierungsraum (RIC)
Verdickung der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes
Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum und dem Bereich der Sumpfbeckens des Reaktorgebäudes

Einbau von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes
Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters U5 für Erdbeben der Stufe SMS
Schutz der Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden
Sicherheitsmaßnahmen, die mehrere Sicherheitsziele betreffen (§3.1.2.5)
Maßnahmen für den Kernbereich (§3.1.2.5.1)
Steuerung des „harten Kerns“
Leit- und Steuerungssystem des „harten Kerns“
Notstromversorgung der „Hard-Core“-Dampferzeuger (ASG-ND) und „Hard-Core“-Nachspeisung der BR- und BK-Becken
Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Harter Kern“ (PIJ-ND)
Repräsentative Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung in „Harter Kern“-Situationen
Erkennung einer Situation mit vollständigem Verlust der Kühlquelle (H1), erdbebensicher im Kernbereich
Automatische Reaktorabschaltung und Meldung eines „signifikanten Erdbebens“, robust gegenüber „Noyau Dur“-Szenarien
Robustheit gegenüber „Hard-Core“-Lastfällen (einschließlich „Hard-Core“-Erdbeben)
RRB-Überwachung und Ersatz der Füllstandsmessungen der PTR-Auffangwanne
Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelagerbecken, robust gegenüber „Noyau Dur“-Szenarien
„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im BR-Becken
Dampfablass im „Noyau Dur“-Zustand
Nachfüllung im „Hard-Core“-Fall über den oberen Rand des Brennelement-Lagerbeckens
Tornadoschutz im „Noyau Dur“-Bereich
220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die vom DUS mit Notstrom versorgt werden
Lokales Krisenzentrum (CCL)
Langzeitkühlung des Kontrollraums
Weitere Bestimmung (§ 3.1.2.5.2)
Erreichbarkeit der Einsatzkräfte bei Unfällen für Maßnahmen vor Ort
Bestimmungen zum Thema „Nachteile“ (§3.2)
Einrichtung einer belüfteten Kammer mit Jodfilterung um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksblocks (RPE)
Bestimmungen zur Fortführung des Betriebs nach 40 Jahren (§3.3)
Aufrechterhaltung der Qualifizierung für Unfallbedingungen der KRT-Kette mit hoher Gamma-Strahlung (BR)

Anhang 2

Übersichten

Dieser Anhang veranschaulicht die wichtigsten Gebäude eines Kernkraftwerks, die Funktionsprinzipien eines Kernreaktors und die wichtigsten Systeme.



Abbildung 24. Lageplan der wichtigsten Gebäude eines Kernkraftwerks

LA CENTRALE NUCLÉAIRE

Principe de fonctionnement, avec aéroréfrigérant

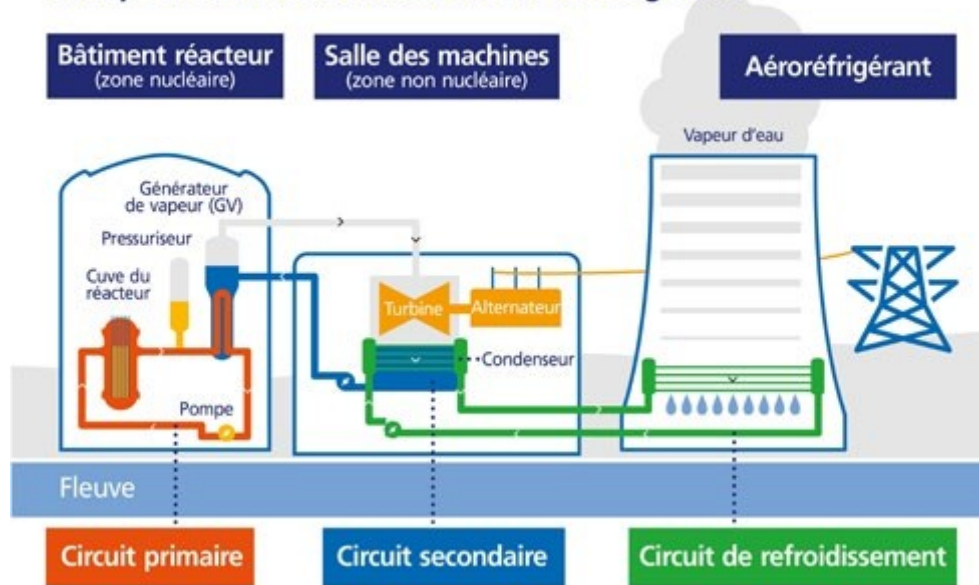


Abbildung 25. Funktionsprinzipien eines Kernkraftwerks

RÉACTEUR EN FONCTIONNEMENT NORMAL

Principaux circuits annexes

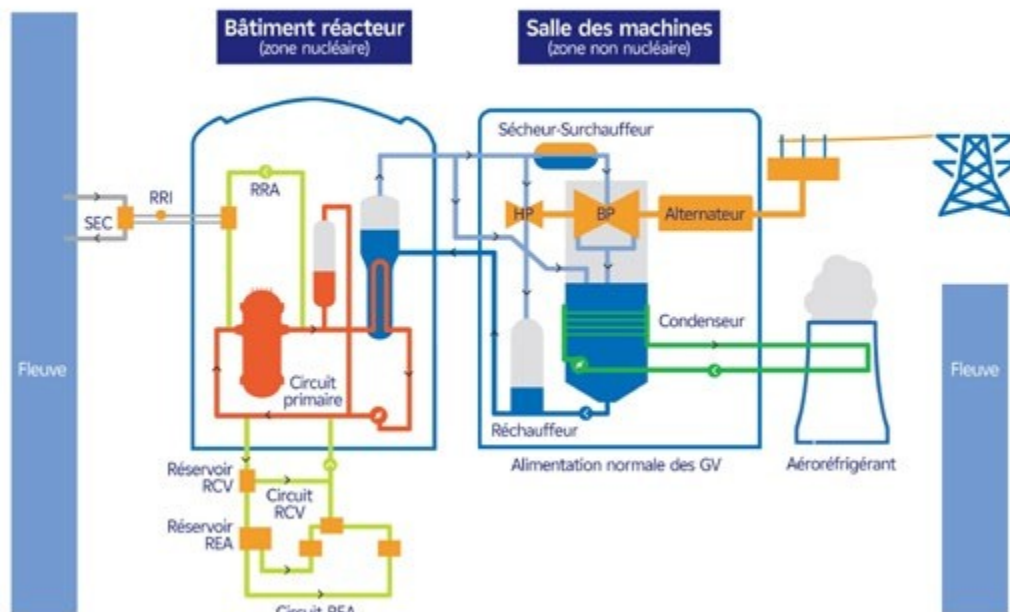


Abbildung 26. Reaktor im Normalbetrieb: Wichtigste Kreisläufe

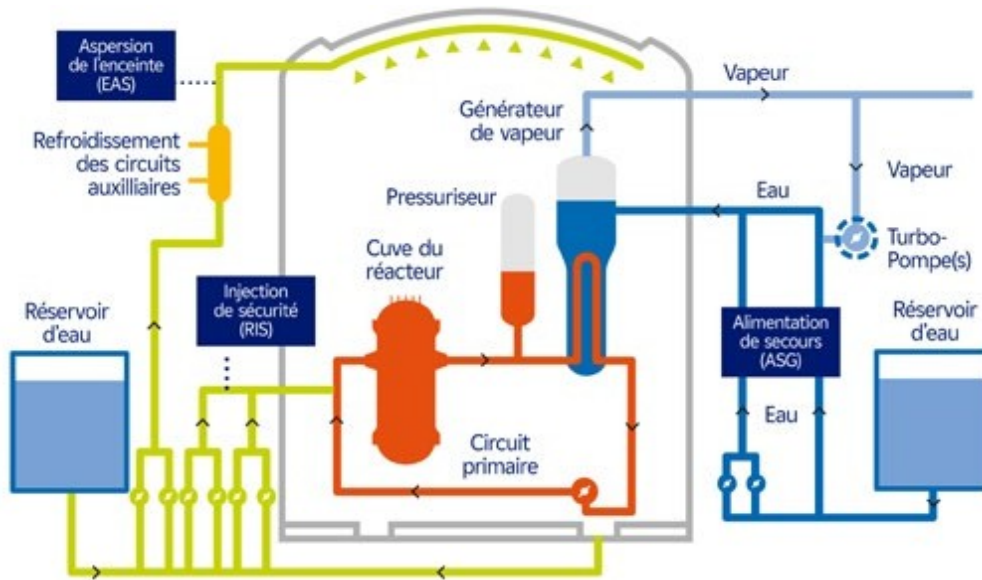


Abbildung 27. Sicherheitssysteme: Die drei wichtigsten Kreisläufe (ASG, RIS, EAS)



EDF SA
22-30, Avenue de Wagram
75382 Paris Cedex 08
Grundkapital: 1.868.467.354 Euro
552 081 317 Handelsregister Paris
www.edf.fr

EDF
Leitung Kernkraftwerksproduktion
CNPE Dampierre-en-Burly,
Postfach 18
45570 DAMPIERRE-EN-BURLY
<https://www.edf.fr/dampierre>