



Kernkraft  
werk  
Bugey

Reaktor Nr. 3

Départementale Straße 20  
01 150 Saint-Vulbas



Öffentliche Anhörung zum Bericht über die <sup>vierte</sup> regelmäßige Überprüfung nach mehr als <sup>35</sup> Betriebsjahren des Kernreaktors Nr. 3 der Kernkraftanlage Nr. 78 im Kernkraftwerk Bugey in der Gemeinde Saint-Vulbas im Département Ain.

DOKUMENT **3**

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

<b>1. Einleitung</b>	<b>1</b>
<b>2. Verbesserung der nuklearen Sicherheit bei der 4. regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Klasse</b>	<b>2</b>
<b>3. Vom Betreiber nach der 4<sup>te</sup> vorgeschlagene Bestimmungen regelmäßige Überprüfung</b>	<b>6</b>
3.1. Bestimmungen zum Bereich „Risiken“	8
3.1.1. Bestimmungen zur Konformität der Anlage	8
3.1.2. Bestimmungen zur Neubewertung des Sicherheitsniveaus	10
3.1.2.1. Bestimmungen für Unfälle ohne Kernschmelze.....	10
3.1.2.2. Bestimmungen für Angriffe .....	17
3.1.2.3. Bestimmungen für das Zwischenlagerbecken .....	28
3.1.2.4. Bestimmungen zu Unfällen mit Kernschmelze.....	33
3.1.2.5. Querverlaufende Sicherheitsvorkehrungen für mehrere Sicherheitsziele .....	42
3.2. Bestimmungen zum Aspekt „Nachteile“	61
3.3. Bestimmungen zur langfristigen Erhaltung der Anlagen	62
<b>Anhang 1: Liste der vom Betreiber vorgeschlagenen Bestimmungen</b>	<b>63</b>
<b>Anhang 2: Übersichten</b>	<b>67</b>

# 1. EINLEITUNG

Kernkraftwerk Bugey, Ain Copyright EDF /  
PETIT Jean Luc / TOMA

Dieses Dokument beschreibt die von EDF im Anschluss an die 4<sup>e</sup> periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey vorgeschlagenen Maßnahmen. Es ist Teil Nr. 3 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung über den Bericht dieser Überprüfung und entspricht somit Artikel [R. 593-62-4](#) des Umweltgesetzbuchs:

*„Die Unterlagen, die Gegenstand der im letzten Absatz von Artikel L. 593-19 genannten öffentlichen Anhörung sind, umfassen: [...]*

*3° Die Beschreibung der vom Betreiber vorgeschlagenen Maßnahmen zur Behebung der festgestellten Mängel oder zur Verbesserung des Schutzes der in Artikel L. 593-1 genannten Interessen, die sich aus der regelmäßigen Überprüfung ergeben und in dem im ersten Absatz von Artikel L. 593-19 genannten Bericht enthalten sind;“*

Dieses Dokument ergänzt den Überprüfungsbericht (Dokument 2 der öffentlichen Untersuchungsakte), der Gegenstand der öffentlichen Untersuchung ist. Es enthält die von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen, d. h. die Maßnahmen, die im Rahmen des Industrieprogramms nach Veröffentlichung des Überprüfungsberichts zu Bugey 3 vorgesehen sind. Die Vollständigkeit der Maßnahmen wird durch Dokument 2 gewährleistet.



# 2. VERBESSERUNG DER NUKLEAREN SICHERHEIT BEI DER 4<sup>e</sup> REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG DER STUFE 900 MWe





Das Dokument Nr. 1 „Präsentationsnotiz“ der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung erläutert das von EDF für die 4. Periodische Überprüfung der 900-MWe-Stufe (4. RP 900) gewählte Vorgehen, das sich in drei Hauptbereiche gliedert:

1. Der Bereich „Risiken“:

- Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den geltenden Anforderungen und Vorschriften.
- Erhöhung des Niveaus der nuklearen Sicherheit durch die allgemeine Ausrichtung der 4. Periodischen Überprüfung 900 MWe auf die Sicherheitsziele für Reaktoren der 3-Generation, deren Referenzreaktor für EDF der EPR von Flamanville 3 ist. Diese Ausrichtung wurde in vier technische Ziele unterteilt:



Abbildung 1. Technische Ziele der Überprüfung

Die sogenannten „Hard Core“-Maßnahmen, die EDF als Reaktion auf die Vorschriften der ASN nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 umgesetzt hat, tragen zur Erreichung der Ziele der 4-RP 900 bei (siehe §3.1.2.5.1).

- Der Bereich „Nachteile“ mit einer Überprüfung der Konformität und einer Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb für die Gesundheit und die Umwelt mit sich bringt.
- Der Teil „Erhaltung der Anlagen über die Zeit“ mit der Kontrolle der Alterung der Anlagen, der Behandlung der Veralterung und der Erhaltung der Qualifikation der Materialien über die Zeit hinweg, um den Betrieb nach 40 Jahren fortzusetzen. Die Bestimmungen der 4. regelmäßigen Überprüfung zielen darauf ab, die im Rahmen dieser Überprüfung für die drei oben genannten Hauptthemen festgelegten Ziele zu erreichen. Eine Bestimmung besteht aus Studien und Änderungen, die zur Erreichung eines Ziels beitragen. Sie umfasst eine Reihe von kohärenten materiellen, betrieblichen oder organisatorischen Änderungen, die im Rahmen der Überprüfung am Reaktor vorgenommen werden.

Gemäß dem Schreiben ASN CODEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021 zum Thema „*Standpunkt der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung*“ wird EDF am Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey alle Bestimmungen im Zusammenhang mit 4<sup>e</sup> RP 900 spätestens sechs Jahre nach Veröffentlichung des Abschlussberichts der Überprüfung umsetzen.

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

- Die vor (bei laufendem Reaktor) oder während der Abschaltung für die 4<sup>e</sup> Zehnjahresinspektion von Bugey 3 („Phase A“) durchgeführten Änderungen. Zum Zeitpunkt der öffentlichen Anhörung sind diese Änderungen bereits in Bugey 3 umgesetzt.
- Die nach der Abschaltung für die <sup>vierte</sup> Zehnjahresinspektion von Bugey 3 durchgeführten Änderungen. Sie sollen umgesetzt werden:
  - entweder im Rahmen der „Phase B“ spätestens im April 2029 (5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung)
  - entweder im Rahmen der „Ergänzungen zur Phase B“ spätestens im April 2030 (6 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung)
  - oder im Rahmen einer spezifischen Parzellierung unter Einhaltung der Frist bis April 2030 (6 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung).

Der Abschlussbericht zur Überprüfung von Bugey 3 (Gegenstand der öffentlichen Anhörung und Dokument 2 der Akte) stellt für jedes Thema die Ziele der Überprüfung vor und nennt die Maßnahmen, mit denen diese Ziele erreicht werden sollen. Er umfasst sowohl die vor oder während der Stilllegung für die Zehnjahresinspektion von Bugey 3 umgesetzten Maßnahmen der Überprüfung als auch die von EDF nach der Überprüfung von Bugey 3 vorgeschlagenen Maßnahmen (die in diesem Dokument beschrieben werden).

Die von EDF im Anschluss an die 4<sup>e</sup> regelmäßige Überprüfung von Bugey 3 vorgeschlagenen Maßnahmen sollen im Rahmen eines Industrieprogramms bis 2030 umgesetzt werden.

- Die folgende Zeitleiste fasst die wichtigsten Etappen der spezifischen Phase der 4. periodischen Überprüfung von Bugey 3 zusammen. Die vollständige Zeitleiste, die auch die <sup>allgemeine Phase<sup>1</sup></sup> der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren beschreibt, ist in Dokument 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung enthalten.

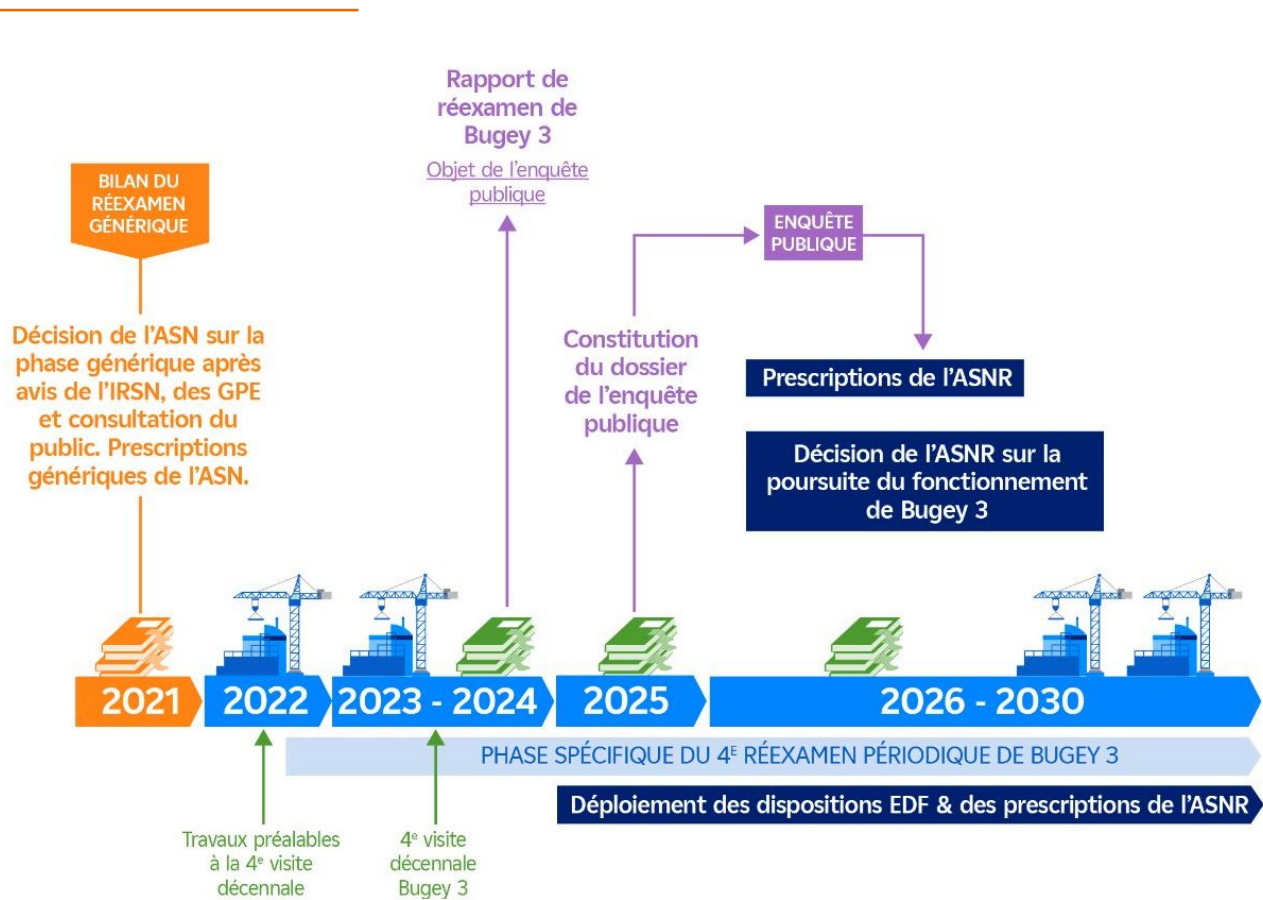


Abbildung 2. Die wichtigsten Etappen der 4. periodischen Überprüfung von Bugey 3

<sup>1</sup> Seit der Einführung der regelmäßigen Überprüfungen bei der Inbetriebnahme des französischen Kernkraftwerksparks nutzt EDF die Standardisierung seiner Reaktoren nach Leistungsstufen (900 MWe, 1300 MWe, 1400 MWe) für die Durchführung dieser Überprüfungen in zwei sich ergänzenden Phasen. Die erste, die generische Phase, befasst sich mit Themen, die für alle Reaktoren einer Stufe gemeinsam sind. Die zweite, die spezifische Phase, berücksichtigt die Besonderheiten jedes einzelnen Reaktors und die Umsetzung der Bestimmungen für jeden Reaktor. Die Bestimmungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren waren von September 2018 bis März 2019 Gegenstand einer öffentlichen Konsultation. Die von EDF gewonnenen Erkenntnisse sind in Dokument 4 der öffentlichen Untersuchungsakte dargelegt.



Kernkraftwerk Bugey, Ain  
Copyright EDF / BERNARD Gaétan

Die vom Betreiber im Anschluss an die 4<sup>e</sup> Periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Bugey vorgeschlagenen Maßnahmen ergänzen die bereits umgesetzten Maßnahmen.

Sie sind nach Themen gegliedert, die den drei Hauptbereichen der Überprüfung entsprechen.



Für jede vorgeschlagene Maßnahme werden die Informationen wie folgt dargestellt:

Bezeichnung	Enthält den Titel der vorgeschlagenen Bestimmung
Thema	Gibt das betreffende Hauptthema und die technischen Ziele an (für das Thema „Sicherheit“)
Typologie	<p>Stellt die Typologie der Bestimmung dar:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ergänzende Studien zur Vertiefung bestimmter Situationen. Diese ergänzenden Studien können zu materiellen und/oder betrieblichen Bestimmungen führen,</li> <li>„materielle“ Bestimmungen zur Änderung der Anlagen,</li> <li>„betriebliche“ Bestimmungen, die aus Änderungen der Allgemeinen Betriebsvorschriften („RGE“) bestehen: Spezifikationen für den Normalbetrieb, Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls,</li> <li>bestimmte Studien sind derzeit im Gange, insbesondere wenn sie den Vorschriften der ASNR entsprechen, die aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Februar 2021, geändert durch die Entscheidung Nr. 2023-DC-0774 vom 19. Dezember 2023 <sup>2</sup>). Die derzeit bekannten Elemente werden bereitgestellt. Die Bestimmung wird als „in Prüfung“ bezeichnet.</li> </ul>
Anwendbarkeit	<p>Gibt die Anwendbarkeit der Bestimmung an:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Generisch Stufe: Die Bestimmung betrifft alle Reaktoren der Stufe 900 MWe im Rahmen ihrer 4. periodischen Überprüfung.</li> <li>Reaktorspezifisch: Die Bestimmung betrifft den Reaktor, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist, gilt jedoch nicht für alle Reaktoren der 900-MWe-Klasse. Sie kann mehrere Reaktoren betreffen (beispielsweise alle Reaktoren eines Kraftwerks).</li> </ul>

**Ziel:** stellt das Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung dar.

**Technische Erläuterung:** enthält technische Erläuterungen zur vorgeschlagenen Maßnahme.

Jede vorgeschlagene Bestimmung trägt zur Verbesserung des Schutzes der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuches genannten Interessen, ohne dass dies zu erheblichen und dauerhaften negativen Auswirkungen auf die Umwelt führt.

<sup>2</sup> Sofern nicht anders angegeben, stammen alle im Folgenden genannten Vorschriften aus diesen beiden Entscheidungen.

## 3.1. Bestimmungen zum Bereich „Risiken“

Gemäß den gesetzlichen Anforderungen umfasst der Teil „Risiken“ der regelmäßigen Überprüfung einerseits eine Überprüfung der Konformität der Anlage mit den für sie geltenden Vorschriften und Anforderungen und andererseits eine Neubewertung des Sicherheitsniveaus.

### 3.1.1. Bestimmungen zur Konformität der Anlage

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

Zusätzlich zur Behandlung von Konformitätsabweichungen, die während des Betriebs der Anlage festgestellt wurden, setzt EDF bei den regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Mittel zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein, darunter mehrere ergänzende Maßnahmen:

- Konformitätsmanagement,
- die Überprüfung der Konformität der Blöcke (ECOT),
- das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC),
- ein Programm zur Überprüfung der Systemkonzeption,
- Sonderprüfungen.

Zum Thema „Konformität“ werden folgende Bestimmungen vorgeschlagen.

Titel	Leistungsreserve von Dieselmotoren bei Hitzeperioden: Vernebelung
Thema	Sicherheit / Überprüfung der Systemkonzeption
Typ	Materielle Bestimmung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel:** Sicherstellung der Übereinstimmung der gemäß den Sicherheitsbestimmungen, einschließlich der im Rahmen der Überprüfung gemäß 4<sup>e</sup> eingesetzten Bestimmungen, erforderlichen elektrischen Leistung mit der von den Stromaggregaten des Blocks gelieferten Leistung.

**Technische Erläuterung:** Die Notstromdieselaggregate haben die Aufgabe, die in Unfallsituationen eingesetzten Sicherungssysteme mit Strom zu versorgen, falls die externe Stromversorgung vollständig ausfällt.

Die von einem Notstromaggregat erzeugte elektrische Leistung wird bei hohen Außentemperaturen (Hitzewelle) automatisch reduziert, um die Temperatur der verschiedenen Kühlflüssigkeiten der Aggregate auf einem akzeptablen Niveau zu halten: Die Temperatur dieser Flüssigkeiten (Wasser und Luft) muss nämlich innerhalb der technologischen Grenzen des Motors bleiben, hängt jedoch direkt von der Außentemperatur ab.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht in der Installation eines Kühlsystems vom Typ Vernebelung, mit dem die Temperatur der verschiedenen in die Stromaggregate der Wege A und B des

Standort Bugey zu senken. Die Vernebelung erfolgt zum einen für die Belüftungsluft des Raums der Luftkühler des Dieselmotors und zum anderen für die Verbrennungsluft des Motors (Belüftungseintritt der Dieselhalle).

Die Nebelkühlung wird automatisch aktiviert, wenn bestimmte Flüssigkeiten (Abgase und Öl) bestimmte Temperaturgrenzwerte überschreiten.

Das Vernebelungssystem besteht aus verschiedenen Elementen, darunter vor allem: ein Rohrleitungs- und Ventilnetz, das an einen vorhandenen Tank mit entmineralisiertem Wasser angeschlossen ist, eine Druckerhöhungspumpe am Fuß des Tanks, eine „Vernebelungsstation“ mit den wichtigsten hydraulischen Ausrüstungen (Motorpumpengruppe, Filter für entmineralisiertes Wasser, Magnetventile, Legionellenbehandlungsvorrichtung usw.), Sprühhampfen mit Vernebelungsdüsen an den Lufteinlässen der Dieselhalle und des Elektroraums, eine autonome und elektrisch gesicherte Steuerungs- und Kontrollvorrichtung.



*Sprühhampe des Vernebelungssystems*



*Druckerhöhungspumpen des Vernebelungssystems*

Bezeichnung	Leistungsspielraum der Dieselmotoren: Spielraum von mindestens 5 % gegenüber der erforderlichen Leistung
Thema	Sicherheit / Überprüfung der Systemkonzeption
Typologie	In Prüfung befindliche Anordnung, die sich aus laufenden Studien zur Erfüllung der Vorschrift [CONF-D] ergibt von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 <sup>e</sup> RP 900
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel:** Sicherstellung der Übereinstimmung der gemäß den Sicherheitsbestimmungen erforderlichen elektrischen Leistung, einschließlich der im Rahmen der 4<sup>e</sup> periodischen Überprüfung eingesetzten Leistungen, mit der von den Stromaggregaten der Blöcke gelieferten Leistung.

**Technische Erläuterung:** Als Reaktion auf die von der ASN herausgegebene Vorschrift [CONF-D] und in Ergänzung zu der bereits vorgeschlagenen Bestimmung (siehe oben) setzt EDF die Untersuchungen zur Leistungsreserve der Dieselmotoren in Unfallsituationen fort. Liegt die Reserve unter 5 %, werden materielle und/oder betriebliche Maßnahmen ergriffen (z. B. Senkung der Raumtemperatur im Dieselraum zur Verbesserung des Wirkungsgrads der Dieselmotoren, Unterbindung des Starts von Verbrauchern, die für die Sicherheit der Anlage in den betrachteten Situationen nicht erforderlich sind).



## 3.1.2. Maßnahmen zur Neubewertung des Sicherheitsniveaus

### 3.1.2.1. Maßnahmen bei Unfällen ohne Kernschmelze

Anlässlich der 4. Periodischen Überprüfung 900 MWe wurden die Unfallstudien des Sicherheitsberichts unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Kenntnisse und Praktiken überprüft.

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

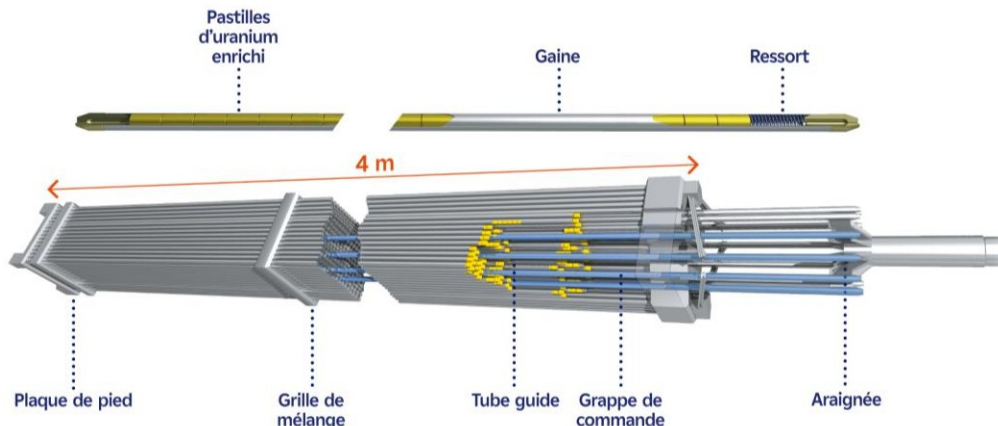
- Untersuchungen neuer Unfallszenarien, insbesondere Unfallsituationen und Reaktionszeiten der Betreiber, die aus dem EPR FLA 3 stammen, ermöglichten es, das ordnungsgemäße Verhalten der in den 900-MWe-Reaktoren verfügbaren Schutzvorrichtungen zu überprüfen.
- Probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze haben eine Verbesserung gegenüber der 3. (e) Periodische Überprüfung mit einer signifikanten Verringerung des Risikos einer Kernschmelze gezeigt.

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

Bezeichnung	UO <sub>2</sub> -Stäbe mit auf 16 bar reduziertem Fülldruck
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Generisch Lager

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

**Technische Erläuterung:** Um eine größere Sicherheitsmarge hinsichtlich des Brennstoffverhaltens bei einem Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels (Szenario einer mittelgroßen Lücke im Hauptprimärkreislauf) zu gewährleisten, sieht die vorgeschlagene Maßnahme eine Senkung des Fülldrucks der UO<sub>2</sub>-Brennstäbe auf 16 bar vor. Diese Senkung wird werkseitig bei der Herstellung der UO<sub>2</sub>-Brennstäbe vorgenommen. Dieses Dossier ist Gegenstand einer spezifischen Planung, ein erstes Drittel des Kerns wurde bei der 4. Zehnjahresinspektion integriert, die beiden anderen Drittel werden bei den beiden folgenden Stilllegungen integriert.



Schematische Darstellung eines Brennstoffstabs in seiner Brennelementkassette

Bezeichnung	Erweiterung der Demonstration der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	Vertiefung der Studien zum Nachweis der Sicherheit, die im Bericht von Sicherheit und Betriebsvorschriften (Betrieb der Anlage im Störfall)
Anwendbarkeit	Allgemeines Lager

**Ziel:** Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen Szenarien, die in den Sicherheitsbericht aufgenommen wurden, oder gegenüber neuen Studienannahmen für bestehende Szenarien, die den aktuellen Wissensstand (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

**Technische Erläuterung:** Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit für Unfälle ohne Kernschmelze: Berücksichtigung der Folgemaßnahmen der Ständigen Expertengruppen<sup>3</sup> in Bezug auf die Kriterien für die Beständigkeit des Brennstoffs und die Unfallstudien des 4.<sup>e</sup> Periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Verbesserung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen oder dem EPR ergeben. Die Entwicklungen sind insbesondere folgende:

- Aufnahme neuer Unfallübergänge in den Sicherheitsbericht:
  - das vorübergehende Ereignis eines Dampfrohrbruchs der Kategorie 2 ohne Beanspruchung der Sicherheitsinjektion (sogenannte Schnittstellenverletzung der Sicherheitsinjektion),
  - die vorübergehende Austreibung von Brennelementen ohne automatische Abschaltung des Reaktors durch Erhöhung des Neutronenflusses,
  - die Übergangsphasen beim Bruch von Dampfleitungen des Sekundärkreislaufs bei 100 % Nennleistung mit und ohne Spannungsausfall außerhalb des Kraftwerks,
  - die homogene Verdünnungsübergangsphase durch Bruch eines Rohrs des Wärmetauscherkreislaufs der Primärpumpen in allen Betriebszuständen des Reaktors.
- Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene in bestimmten Studien:
  - Verwendung einer Berechnungsmethode, die die physikalischen Phänomene für die vorübergehende Entfernung eines Steuerstabbündels bei Leistungsbetrieb genauer simuliert (dreidimensionale Modellierung),
  - ergänzende Berechnungen, um das gesamte Spektrum der Bruchgrößen für Dampfrohrbrüche abzudecken,
  - Einsatz eines neuen Berechnungscodes zur Abschätzung der langfristigen Ableitung der Restleistung des Kerns für den Übergangszustand eines Unfalls mit Verlust des Primärkühlmittels durch einen Zwischenbruch,
  - Anwendung eines neuen Berechnungscodes zur Abschätzung der kurzfristigen Restleistung für den vorübergehenden Ausfall des Primärkühlmittels durch einen Zwischenbruch,
- Berücksichtigung der Auswirkungen der Verformung von Brennelementen auf neutronische und thermohydraulische Phänomene. Diese Demonstration unterstreicht die Bedeutung der materiellen Anordnung „Begrenzung der Bewegungen der Regelstäbe der Gruppe „R”“ (siehe den dieser Anordnung gewidmeten Absatz weiter unten).
- Ausweitung der Sicherheitsstudien auf eine größere Anzahl von Brennelementkonfigurationen im Reaktorkern, die im Rahmen des „Cyclades“-Managements betrieben werden (Brennstoffmanagementzyklen zur Erhöhung des Schutzes des Reaktordruckbehälters und sogenannte „variable“ Zyklen).

<sup>3</sup> Bei der Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen zu Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASN auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASN konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in ihren jeweiligen Fachgebieten liegen.

- Ausweitung des Nachweises der Kritikalitätsbeherrschung auf Fälle des versehentlichen Herabfallens von Brennelementen im Reaktorgebäude unter Berücksichtigung des neuen Kritikalitätsreferenzsystems für Tätigkeiten im Brennelementlager und im Reaktor bei offenem Behälter.
- Die Integration neuer Kriterien für die Untersuchung der Beständigkeit von Brennelementen in Unfallsituationen:
  - Überprüfung, dass bei einer Beschädigung der Brennstoffhülle kein Brennstoff austritt, bei vorübergehendem Auswurf des Brennelements und blockiertem Rotor einer Primärmotorpumpe
  - Überprüfung, dass es zu keiner Schmelzung am Rand der Brennstofftablette kommt, für die Übergangsphasen des unkontrollierten Rückzugs beim Start und des Auswurfs von Brennelementen, die die Reaktivität kontrollieren,
  - Überprüfung der begrenzten Schmelzung des Brennstoffs am heißesten Punkt des Kerns bei unfallbedingten Übergangsphasen des Sicherheitsberichts der Kategorie 3<sup>e4</sup>.

Titel	Änderung des Verhaltens bei einem Unfall mit Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV)
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Betriebsvorschriften (Verhalten im Falle eines Unfalls)
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Verbesserung des Verhaltens, um die radiologischen Folgen im Falle eines Unfalls zu verringern.**

**Technische Erläuterung:** Als Reaktion auf die Vorschrift [CR-A-II.2], die von der ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe erlassen wurde, wird eine Änderung des Verhaltens der Hochdruck-Sicherheitseinspritzung vorgenommen, um die radiologischen Folgen eines Bruchs eines Dampferzeugerrohrs der vierten Kategorie, dem schwerwiegendsten Unfall in Bezug auf die radiologischen Folgen, zu verringern.

Titel	Berücksichtigung der Senkung der Aktivitätsgrenze des Primärkreislaufs für Jod 131
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Aktualisierung des Sicherheitsberichts
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Betrieb der Reaktoren mit einem höheren Strahlenschutzstandard des Wassers im Primärkreislauf, um die radiologischen Folgen eines Unfalls zu verringern.**

**Technische Erläuterung:** Im Hinblick auf die radiologischen Folgen von Unfällen berücksichtigt EDF im Sicherheitsbericht eine zusätzliche Senkung des Aktivitätsgrenzwerts des Primärkreislaufs in Jod-131-Äquivalent bei Leistungsübergängen im Normalbetrieb. Die Verringerung der Aktivität des Primärkreislaufs verbessert proportional die Ergebnisse hinsichtlich der berechneten Schilddrüsendosis für eine Vielzahl von Unfällen im Sicherheitsbericht. Dieser Primäraktivitätsgrenzwert wird somit zwischen VD3-900 und VD4-900 fast halbiert (von 150 GBq/t auf 80 GBq/t).

<sup>4</sup> Die im Sicherheitsbericht untersuchten zufälligen und unfallbedingten Transienten werden entsprechend ihrer Häufigkeit und ihren Folgen in Kategorien eingeteilt.



Bezeichnung	Überprüfung der Knickgrenze von Gitterrosten in einer Brennelementkassette
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	In Prüfung befindliche Maßnahmen als Reaktion auf die von der ASNR angesichts der Ergebnissen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel: Verbesserung der Kenntnisse über die mit dem Brennstoff verbundenen physikalischen Phänomene.**

**Technische Erläuterung:** Es geht darum, das gleichzeitige Auftreten eines Unfalls mit Verlust des Primärkühlmittels und eines Erdbebens zu untersuchen. In solchen Situationen können sich die Gitter der Brennelemente verbiegen („aufbäumen“), was die Kühlbedingungen der Brennstäbe oder die Fallbedingungen der Reaktivitätskontrollstäbe im Reaktorkern verändern kann. EDF hat eine Testreihe gestartet, um die Knickgrenze der Gitter der Brennelemente genauer zu charakterisieren. Dieses Programm bestätigt, dass die aktuellen Vorkehrungen ausreichen, um die ordnungsgemäße Kühlung und das Reaktivitätsmanagement des Reaktorkerns bei solchen Unfällen nachzuweisen. Gemäß der Vorschrift [Etude-D] wird EDF die Ergebnisse dieser Tests und der damit verbundenen Studien in den Sicherheitsbericht aufnehmen.



Brennelement

Titel	Ausweitung der Studien im ergänzenden Bereich
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	Betriebsvorschriften (Verhalten im Falle eines Unfalls)
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel:** Bestätigung der Fähigkeit 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 Kernreaktoren von EDF untersucht wurden. Die Studien von EDF haben bereits zur Umsetzung ergänzender Maßnahmen geführt. Die Prüfung der Unterlagen durch die ASN und das IRSN hat zu neuen Maßnahmen geführt:

- Eine Weiterentwicklung des Unfallmanagements zur Stabilisierung des Primärkreislaufs in der Rückfallphase auf einen sicheren Zustand bei einer Temperatur von 190 °C im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung oder eines Ausfalls der Notstromverteiltertafeln (LH-Tafeln) mit Notversorgung der Einspritzung an den Dichtungen der Primärmotorpumpenaggregate (GMPP). Diese Temperatur gewährleistet das langfristige einwandfreie Verhalten der Dichtungen der GMPP. Die Studien zum Sicherheitsbericht werden entsprechend aktualisiert.
- Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters bei Ausfall der Kältequelle, Ausfall der Stromversorgung (einschließlich Notstromaggregate) oder Ausfall der „LH“-Schalttafeln aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Zustand „Reaktor für primäre Eingriffe ausreichend geöffnet“. Diese Vorrichtung ermöglicht es, das Risiko einer Druckbeaufschlagung des Behälters in solchen Situationen zu bewältigen.
- Die Nachspeisung über die reaktorspezifischen Wasserreserven durch die Pumpe des Hartkerns „EAS-ND“, um eine Freilegung des Kerns zu vermeiden, und anschließend die Umwälzung des Wassers im Reaktorgebäude durch den Bediener im Falle eines Ausfalls der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel), auf Reaktorebene oder bei einem Ausfall der „LH“-Schalttafeln aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Zustand „Reaktor für primäre Intervention ausreichend geöffnet“. Diese Maßnahmen ersetzen die derzeitige Maßnahme, bei der eine Schwerkraftzufuhr durch ein Wasserzufuhrsystem eines anderen Reaktors erfolgt.

Darüber hinaus wurden auf der Grundlage der Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalysen, die die im Rahmen der vierten Sicherheitsüberprüfung des Reaktors vorgenommenen Änderungen berücksichtigen, neue ergänzende Bestimmungen festgelegt, wie beispielsweise die neue Stromversorgung in Verbindung mit der Notstromversorgung der Hartkern-Dampferzeuger (ASG-ND).

Bezeichnung	Hinzufügung einer Vorrichtung zur Entnahme von Primärflüssigkeit im Stillstand stromabwärts von CEPP-Wärmetauscher (Dichtungskreislauf der Primärpumpen)
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	Materielle Anordnung
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 Dichtungen der Primärpumpen entstehen würde (2<sup>e</sup> Sicherheitsbarriere).**

Technische Erläuterung: Ziel der Anordnung ist es, jegliches Risiko einer heterogenen Verdünnung (Zufuhr von klarem Wasser, das nicht mit dem Rest des Primärkreislaufs vermischt ist, zum Reaktorkern) im Stillstand für Eingriffe oder zum Nachladen des Reaktors auszuschließen. Das auslösende Ereignis ist ein Leck im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP). In diesen Szenarien könnte es in bestimmten Bereichen des Primärkreislaufs zu einer Ansammlung von nicht mit Bor versetztem Wasser aus dem Zwischenkühlkreislauf kommen. Bei der Inbetriebnahme der ersten Primärmotorpumpengruppe während der Wiederanfahrphase des Reaktors würde der so entstandene Klarwasserstau in den Kern geleitet und könnte möglicherweise eine unkontrollierte Divergenz des Reaktorkerns verursachen.

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



Abbildung eines Probenahmegeräts

Es werden zwei Wasserproben entnommen und im Labor der Anlage analysiert: eine Probe der Primärflüssigkeit durch das nukleare Probenahmesystem (repräsentativ für die Flüssigkeit vor dem Wärmetauscher) und eine Probe der Flüssigkeit hinter dem CEPP-Wärmetauscher und so nah wie möglich an diesem.

Für die Entnahme dieser zweiten Probe muss ein Probenahmesystem an der Ableitungsleitung für nicht wiederverwendbare flüssige Abfälle aus dem Reaktor installiert werden.

Die Probenahmen werden von einem Bediener bei normalem Stillstand des Reaktors, der durch das Kühlsystem im Stillstand gekühlt wird, etwa 8 Stunden vor dem Start der ersten Primärmotorpumpengruppe durchgeführt. Ein signifikanter Unterschied in der Natriumkonzentration würde auf das Vorhandensein eines erheblichen Lecks hinweisen, wodurch der Start der Primärmotorpumpengruppen untersagt würde.



Bezeichnung	Einbau einer Entnahmestelle an der Doppelmantelung der RIS- und EAS-Kreisläufe
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel: Überprüfung der Integrität der Sicherheitsvorrichtungen bestimmter Sicherheits-Kreisläufe.**

**Technische Beleuchtung:** Die Rohrleitungen des Sicherheits-Einspritzsystems (RIS) und des Wasser-Sprühsystems im Sicherheitsbehälter (EAS) verfügen über eine doppelte Ummantelung, deren Zweck darin besteht, ein versehentliches Leck an den Abschnitten der RIS- und EAS-Kreisläufe zwischen den Sammelbehältern und dem ersten Absperrventil oder am Ventil selbst einzudämmen. Diese doppelten Ummantelungen tragen somit zur Eindämmung radioaktiver Stoffe bei.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, einen Anschluss in den doppelten Hüllen der Rohrleitungen zu schaffen, über den eine Endoskopsonde zur visuellen Überwachung des Inneren der doppelten Hülle eingeführt werden kann, zusätzlich zu den anderen bereits eingesetzten Überwachungs- und Detektionsmitteln. Der so geschaffene Endoskopanschluss verbessert die Möglichkeit, den Zustand der doppelten Hüllen zu kontrollieren.

Wird Wasser im Inneren des Doppelmantels festgestellt, kann dieses über den Anschluss leichter getrocknet werden.

### 3.1.2.2. Bestimmungen zu Angriffen

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

Die Sicherheitsstudien zu Störfällen bestehen aus einem Teil deterministischer Studien, deren Ziel es ist, die Möglichkeit nachzuweisen, den Reaktor dauerhaft in einen sicheren Zustand zu versetzen und dort zu halten. Sie werden, sofern relevant, durch einen probabilistischen Teil (probabilistische Sicherheitsstudien, „EPS“) ergänzt. Darüber hinaus wurde das Ausmaß der Angriffe unter Berücksichtigung des Stands der Technik und des Wissensstands, insbesondere der Schlussfolgerungen der Berichte der Zwischenstaatlichen Sachverständigengruppe für Klimaänderungen (IPCC), neu bewertet.

Die berücksichtigten Störfälle sind diejenigen, die in den Vorschriften (INB-Erlass) aufgeführt sind. Sie können innerhalb des Kraftwerks (z. B. Brand, Explosion) oder außerhalb (natürliche Ursachen wie Erdbeben oder vom Menschen verursacht) entstehen.

Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurden die Studien unter Berücksichtigung der von der WENRA festgelegten internationalen Standards durchgeführt. In der Praxis ist die Sicherheitsanalyse noch anspruchsvoller als die Studien vor der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe:

- Durchführung von Sensitivitätsstudien, die Aggressionen und Ausfälle von Anlagen in nachteiliger Weise kumulieren,
- Durchführung von Sensitivitätsstudien mit einer verzögerten Reaktionszeit des Betreibers, die sich nachteilig auswirkt,
- Analyse, sofern technisch relevant, des Verhaltens der Anlage bei extremen klimatischen Einwirkungen, die einer Häufigkeit von weniger als  $10^{-4}$  /Jahr entsprechen, d. h. weniger als einmal alle 10.000 Jahre.

Die Einführung des „Hard Core“ im Rahmen der 4<sup>te</sup> Periodischen Überprüfung, um Aggressionen (Erdbeben, Überschwemmungen usw.) von extremer Intensität, die über die bisher festgelegten Werte hinausgehen, zu bewältigen, ermöglicht es, diese Anforderungen an verstärkte Studien zu erfüllen.

Zum Thema „Aggressionen“ werden folgende Bestimmungen vorgeschlagen.

Titel	Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Störfälle
Thema	Sicherheit / Störfälle (alle Störfälle)
Typologie	Betriebsvorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen Angriffsszenarien, die in den Sicherheitsbericht aufgenommen wurden, oder, bei bestehenden Szenarien, gegenüber neuen Studienhypothesen, die neue Erkenntnisse (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.**

**Technische Erläuterung:** Diese Bestimmungen erweitern den Geltungsbereich des Nachweises der nuklearen Sicherheit für Angriffe: Berücksichtigung der Anweisungen der Ständigen Expertengruppen<sup>5</sup> in Bezug auf Angriffe, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Verbesserung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Angriffsszenarien, die sich aus neuen Hypothesen oder „Hard Core“-Situationen ergeben, Berücksichtigung der Empfehlungen der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association).

Die Entwicklungen betreffen die Aufnahme neuer Nachweise in den Sicherheitsbericht sowie die Anpassung der allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit den Schutzmaßnahmen gegen Störfälle.

Titel	Verringerung der Wärmebelastung
Thema	Sicherheit / Störfälle (Brand)
Typ	Materielle Bestimmung
Anwendbarkeit	Generisch Lager

#### Ziel: Verstärkung der Brandschutzmaßnahmen.

**Technische Beleuchtung:** Im Rahmen der Verbesserung des Brandschutzes hat EDF Studien durchgeführt, um die Brandgefahr durch Papier, Holz, Karton und Öl in Räumlichkeiten mit nuklearer Sicherheitsrelevanz zu verringern.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen darin, die Brandlast in den betroffenen Räumlichkeiten zu verringern. Je nach Art der Brandlast werden folgende Lösungen angewendet:

- Ersatz von Holzmöbeln durch Metallmöbel,
- Einbau von feuerfesten Schränken zur Aufbewahrung von Papier und Karton oder Verlagerung dieser Brandlast aus Bereichen, die für die nukleare Sicherheit von Bedeutung sind,
- endgültige Entleerung des Öls aus dem Turbogenerator der Notstromversorgung, wobei dieses System nach der Umstellung auf den Zustand VD4-900 durch das DUS ersetzt wird.

Bezeichnung	Steuerung des Absperrventils des Wasserstoffkreislaufs mit Brandmelder (Risiko eines entzündeten Wasserstoffstrahls)
Thema	Sicherheit / Angriffe (Brand)
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

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

**Technische Erläuterung:** Im Rahmen der Verbesserung der Brandschutzmaßnahmen hat EDF die Risiken einer zusätzlichen Wärmebelastung durch ein Wasserstoffleck im Brandbereich untersucht: Der Ausfall eines Bauteils eines Wasserstoffnetzes im Brandbereich kann einen entzündeten Wasserstoffstrahl erzeugen, der die Wärmebelastung (Dihydrogen-Wärmebelastung) punktuell erhöhen und somit die im Bereich des Strahls vorhandenen Brandabschnittselemente beeinträchtigen kann.

<sup>5</sup> Bei der Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Bezug auf Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in ihren jeweiligen Fachgebieten liegen.



Es wird eine Änderung vorgeschlagen, um das Risiko der Zufuhr von Wasserstoff in Räume mit hoher Brandlast im Brandfall zu beseitigen. Die Lösung besteht darin, das Hauptventil der Wasserstoffnetze mit dem Brandmeldesystem zu verbinden: Bei Erkennung eines Brandes in sensiblen Bereichen sorgt die Automatik für das Schließen des Ventils und unterbricht so die Zufuhr von Wasserstoff in den Leitungen, die durch den Brandbereich verlaufen.

Titel	Zusätzliche Brandschutzvorkehrungen
Thema	Sicherheit / Angriffe (Brand)
Typ	Maßnahmen, die aufgrund der von der ASN (Autorité de sûreté nucléaire, französische Behörde für nukleare Sicherheit) angeforderten Studien geprüft werden, die aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase der <sup>4</sup> . Periodischen Überprüfung 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage hinsichtlich der Brandgefahr durch Vertiefung der entsprechenden Sicherheitsstudien.**

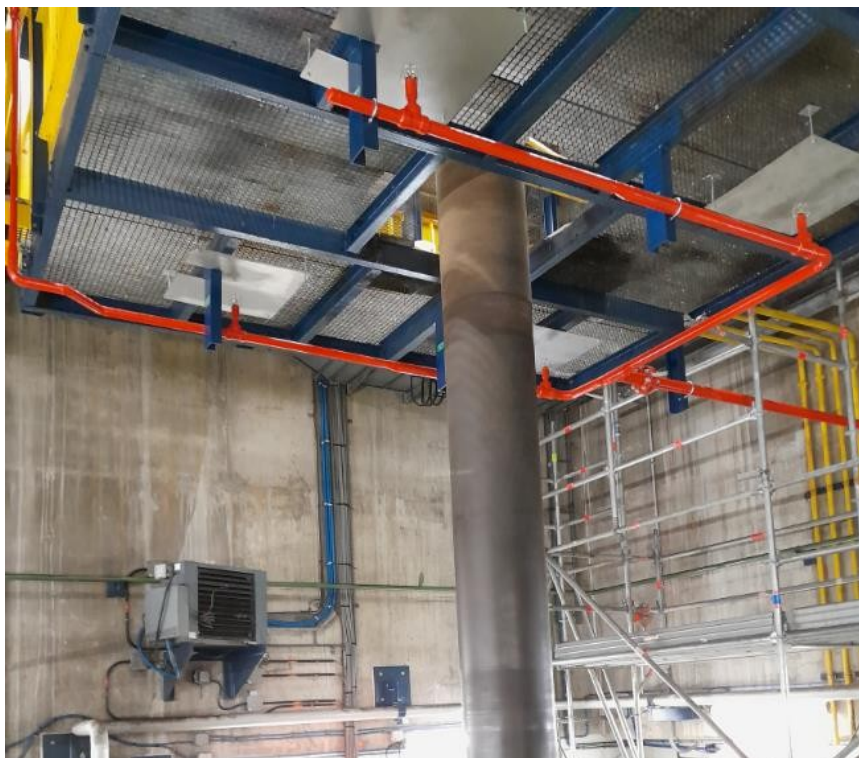
**Technische Erläuterung:** Die Vorschrift [AGR-D] verlangt von EDF, die Studien zur Beherrschung der Brandrisiken zu ergänzen durch:

- eine rechnerische Analyse aller Räume des Kernkraftwerksblocks und der Pumpstation;
- Berücksichtigung ungünstiger Annahmen für Brände in Schaltschränken und Kabelkanälen. Insbesondere geht EDF bei Bränden in Schaltschränken von einem von den Entzündungsbedingungen unabhängigen Brandwachstum und einer selbstunterhaltenden Verbrennung aus.

Die sich daraus ergebenden Maßnahmen sind materieller Natur: Hinzufügen von Elementen zur Unterteilung in Sektoren, Ersetzen bestimmter Elemente zur Unterteilung in Sektoren durch widerstandsfähigere Elemente, Ersetzen oder Versetzen von Materialien für Verringerung der Wärmebelastung oder Einsatz von Sprinkleranlagen.



Mechatisierung zur Verringerung  
der Brandlast



Einbau einer Sprinkleranlage

Bezeichnung	Verbesserung der Robustheit der Anlage hinsichtlich der Brandgefahr
Thema	Sicherheit / Angriffe (Brand)
Typ	Bestimmungen zur Brandgefahr, um den Vorschriften [AGR-D] und/oder [AGR-E] der ASN gemäß den Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4-Überprüfung 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel: Verbesserung der Brandschutzbeständigkeit der Anlage.**

**Technische Beleuchtung:** Als Reaktion auf die Vorschriften [AGR-D] und/oder [AGR-E] hat EDF die Studien zur Brandrisikokontrolle ergänzt und zusätzliche Maßnahmen identifiziert, die Folgendes ermöglichen:

- die Feuerbeständigkeit bestimmter Komponenten zu verbessern, wie z. B.:
  - Schutz von Kabelkanälen mit feuerfestem Band;
  - Ersetzen v o n Brandschutzkomponenten wie Brandschutztüren durch widerstandsfähigere Elemente;
- Verringerung des Ausmaßes oder der Intensität möglicher Brände durch Maßnahmen wie fest installierte Sprinkleranlagen.



Beispiel für den Schutz von Kabelkanälen



Beispiel für eine Brandschutztür

Bezeichnung	Schutz des Brennstofflagers vor Brandgefahren
Thema	Sicherheit / Angriffe (Brand)
Typ	Maßnahmen, die nach den Studien geprüft werden, die als Reaktion auf die von der ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase der 4. Überprüfung 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel: Bestätigung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restwärme des Brennstoffs im Lagerbecken hinsichtlich der Brandgefahr.**

**Technische Erläuterung:** EDF hat im Rahmen der<sup>4</sup>. Periodischen Überprüfung 900 MWe zahlreiche Brandrisikostudien durchgeführt und daraus Lehren für die Verstärkung der Anlagen gezogen.

Ergänzend zu diesen Studien hat die ASN die Vorschrift [AGR-E-II] erlassen, in der EDF aufgefordert wird, die Möglichkeiten einer späteren Verstärkung seiner Anlagen zu prüfen, indem unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit die Vorkehrungen analysiert werden, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserversorgung oder der Kühlmittel für das Lagerbecken für Brennstoffe führen würde. Die laufenden Studien werden es ermöglichen, die Maßnahmen zu definieren, die zur Verringerung des Ausfallrisikos dieser Vorrichtungen erforderlich sind. Die ersten Ergebnisse haben eine zusätzliche Vorrichtung aufgezeigt, mit der durch Umhüllung Wärmebelastungen abgeführt werden können.



Titel	Schutz von Räumlichkeiten, die bei Ausfall der fest installierten Sprinkleranlagen gefährdet sind im Brandfall
Thema	Sicherheit / Angriffe (Brand)
Typologie	In Prüfung befindliche Bestimmungen aus der Vorschrift [AGR-E-III], die von der ASN angesichts der Ergebnissen der generischen Phase der 4- Periodischen Überprüfung 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel: Verstärkung der Brandschutzmaßnahmen.**

**Technische Erläuterung:** Über die von EDF eingeführten Maßnahmen zum Umgang mit der Nichtverfügbarkeit von fest installierten Sprinkleranlagen hinaus hat die ASN die Vorschrift [AGR-E-III] erlassen, in der EDF aufgefordert wird, die Räumlichkeiten zu identifizieren, die am anfälligsten für eine längere Nichtverfügbarkeit dieser Anlagen sind. Auf dieser Grundlage wird EDF zusätzliche Maßnahmen zum Schutz dieser Räumlichkeiten vor Bränden festlegen.

Titel	Renovierung des Brandschutzsystems der Rückfallplatten der Bahn A
Thema	Sicherheit / Angriffe (Brandstiftung)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel: Erneuerung des Brandschutzsystems der Ausweichstellen auf Gleis A**

**Technische Erläuterung:** Die Ausweichgleis-Schilder der Gleis A in Bugey sind mit einem System ausgestattet, das durch die Freisetzung eines Gases vor Bränden schützt. Die geplanten Maßnahmen verfolgen folgende Ziele:

- die Veralterung der Komponenten dieses Gasschutzsystems zu beheben und es mit dem neuen Brandmeldesystem kompatibel zu machen,
- Ersetzen des derzeit verwendeten Inhibitorgases durch ein Inertgas (dieses Löschgas reduziert den Sauerstoffgehalt in der Luft und erstickt so das Feuer),
- die Erdbebensicherheit dieser Anlage gemäß der technischen Vorschrift [ECS-12] der ASN nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi zu gewährleisten.

Diese Maßnahmen umfassen insbesondere den Austausch der Gasflasche und der automatischen Auslösevorrichtung, die mit dem sie steuernden Brandmeldesystem verbunden ist, sowie die Installation einer Überdruckentlüftung.

Titel	Verhütung der Gefahr einer internen Explosion
Thema	Sicherheit / Angriffe (interne Explosion)
Typ	Materielle Bestimmung
Anwendbarkeit	Generisches Lager

**Ziel: Verstärkung der Maßnahmen zur Verhinderung von Explosionsrisiken.**

**Technische Erläuterung:** Ziel dieser Bestimmung ist es, die Explosionsgefahr bei Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre in bestimmten Räumen zu begrenzen.

Die vorgeschlagene materielle Maßnahme besteht darin, bestehende Komponenten durch Komponenten zu ersetzen, die für den Betrieb in explosionsgefährdeten Bereichen geeignet sind. Dabei handelt es sich beispielsweise um den Austausch elektrischer Komponenten.

Bezeichnung	Funktionale Analysen der nuklearen Sicherheit im Hinblick auf interne Explosionen und Risikoprävention im Reaktorgebäude
Thema	Sicherheit / Angriffe (Explosion)
Typ	Zu prüfende Maßnahme gemäß der Vorschrift [AGR-G-I] der ASN (französische Behörde für nukleare Sicherheit) aufgrund der Ergebnissen der generischen Phase der 4- Periodischen Überprüfung 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel: Verbesserung der Explosionssicherheit der Anlage.**

**Technische Erläuterung:** EDF hat ein umfangreiches Arbeitsprogramm zum Explosionsrisiko durchgeführt. Die von der ASN erlassene Vorschrift [AGR-G-I] verlangt von EDF, diese Arbeit später zu vertiefen, indem sie

- die Identifizierung von Situationen, in denen die Verfügbarkeit der für die Erreichung und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors erforderlichen Ausrüstung nicht gewährleistet wäre;
- 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 betreffenden Leckagen auftreten können.

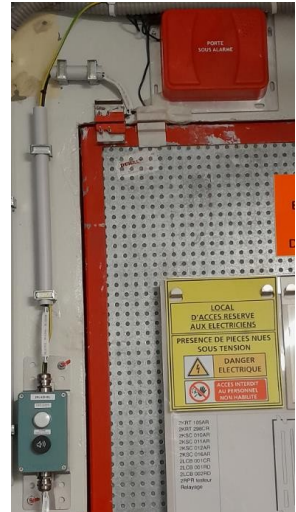
Auf der Grundlage der Ergebnisse dieser zusätzlichen Studien wird EDF gegebenenfalls zusätzliche Maßnahmen prüfen.

Titel	Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
Thema	Sicherheit / Angriffe (Explosion)
Typ	Maßnahmen, die derzeit geprüft werden, nachdem die ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase der 4-Überprüfung die Vorschrift [AGR-G-II] erlassen hat 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel: Bestätigung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restwärme des Brennstoffs im Lagerbecken hinsichtlich der Explosionsgefahr.**

**Technische Erläuterung:** Wie im Brandfall hat EDF gemäß der Vorschrift [AGR-G-II] der ASN hat EDF die Explosionsschutzvorrichtungen identifiziert, deren Ausfall unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserversorgung oder der Kühlmittel für das Brennelementlagerbecken führt. EDF schlägt die Umsetzung von Betriebsvorschriften vor, die darauf abzielen, das mit dem Ausfall dieser Ausrüstungen verbundene Explosionsrisiko zu verringern, und sieht insbesondere Folgendes vor:

- Änderungen der Betriebsvorschriften;
- die Einrichtung eines Alarmsystems, das bei Öffnung aller sicherheitsrelevanten Türen einen Alarm im Kontrollraum auslöst.



Mit einem Öffnungsalarm  
ausgestattete Tür

Bezeichnung	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei hohen Temperaturen mit einer Temperatur über der Auslegung
Thema	Sicherheit / Angriffe (extreme Hitze)
Typologie	In Prüfung befindliche Bestimmungen im Anschluss an die von der ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase der <sup>4</sup> Überprüfung geforderten Studien [AGR-C] 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel:** Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Szenarien eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung bei Außentemperaturen, die über den Auslegungswerten liegen.

**Technische Erläuterung:** Im Rahmen der von der ASN herausgegebenen Vorschrift [AGR-C] hat EDF Situationen untersucht, in denen der Ausfall der externen Stromversorgung einen Reaktor beeinträchtigt, bei gleichzeitiger maximaler Temperatur über einen Zeitraum von 10.000 Jahren (fast 46 °C für den Standort Bugey). Aufgrund dieser Untersuchungen plant EDF beispielsweise Weiterentwicklungen im Bereich der Betriebsüberwachung oder die Umsetzung materieller Maßnahmen (mobile oder feste Ausrüstung).

Bezeichnung	Begleitheizung (Heizkabel) von Wasserleitungen
Thema	Sicherheit / Aggressionen (extreme Kälte)
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel:** Erhöhung der Robustheit der Anlage gegenüber sehr kalten Außentemperaturen.

**Technische Erläuterung:** Der Schutz vor extremer Kälte wurde bereits bei der 2- und 3-periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe eingeführt. Die Untersuchung dieses Themas für die 4-periodische Überprüfung der 900-MWe-Anlage führt zu einem Vorschlag, der darauf abzielt, das Vereisen der Wassernachspeisung der Notspeisewasserbehälter der Dampferzeuger durch die Entmineralisierungsbehälter zu verhindern.

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

Sie besteht in der Installation einer elektrischen Begleitheizung (Heizkabel) an den Wasserleitungen, die von Vereisung bedroht sind. Die betroffenen Rohrleitungen befinden sich im Maschinenraum.

Bezeichnung	Schutz vor Tornados (Gitter)
Thema	Sicherheit / Angriffe (Tornado)
Typ	Materielle Vorkehrungen
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel: Erhöhung des Schutzniveaus des Kraftwerks gegenüber der Gefahr von Tornados.**

**Technische Erläuterung:** Im Rahmen eines einheitlichen Ansatzes für alle Kernkraftwerke („INB“) wurde von der ASN nach Prüfung der Vorschläge der verschiedenen INB-Betreiber ein Referenz-Tornado-Level festgelegt. Der Referenz-Tornado in Frankreich hat somit die Intensität EF2 (auf der Enhanced Fujita-Skala): Er ist definiert durch eine durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s, eine maximale Druckänderung von 2,4 kPa und eine damit verbundene Druckabfallgeschwindigkeit von 0,38 kPa/s. Die Beschädigung der Anlagen durch Projektile wird berücksichtigt. Berücksichtigt werden: Projektile vom Typ „Holzbrett mit den Abmessungen 0,10 x 0,25 x 3,80 m und einem Gewicht 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 Windgeschwindigkeit des Tornados angenommen.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen basieren auf der Anbringung von Schutzvorrichtungen an den Lüftungsöffnungen bestimmter Gebäude und von Schutzgittern an den zu schützenden Außenelementen.



Foto von Schutzgittern gegen Tornados



Titel	Prävention von Überschwemmungsrisiken und Rohrleitungsdefekten
Thema	Sicherheit / Angriffe (interne Überschwemmung)
Typ	Materielle Bestimmung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Verstärkung der Maßnahmen zur Vorbeugung von Risiken im Zusammenhang mit einer internen Überschwemmung oder einem Bruch von Hochdruckrohrleitungen.**

**Technische Erläuterung:** Ziel dieser Bestimmung ist es, die im Rahmen von Studien zu internen Überschwemmungen oder zum Bruch von Hochdruckrohrleitungen identifizierten Risiken zu behandeln.

Die vorgeschlagenen materiellen Maßnahmen umfassen:

- die Anbringung von Anti-Peitschen-Rahmen (C.A.F.) an bestimmten Abschnitten der Hochdruckrohrleitungen im Brennstofflagergebäude, um jegliches Risiko eines induzierten Bruchs der Rohrleitungen des Zwischenkühlsystems des Reaktors (RRI) auszuschließen. Auf diese Weise bleibt das Volumen der abgeleiteten Abwässer akzeptabel und ermöglicht die für die Bewältigung der Situation erforderlichen Sicherheitsfunktionen.
- Schaffung von Auffangbereichen für Abwässer, die durch Undichtigkeiten oder Rohrbrüche entstehen, mit einer ausreichenden Größe, um einen akzeptablen Wasserstand in den Räumlichkeiten der betreffenden Bereiche zu gewährleisten. Einer dieser Auffangbereiche ist zudem abgedichtet, um die Abwässer innerhalb der Gebäude zurückzuhalten und so ein unkontrolliertes Austreten nach außen zu verhindern. Dazu sind verschiedene Arbeiten erforderlich, darunter der Wegfall von Türen und die Schaffung von Schwellen oder Überläufen.

### 3.1.2.3. Bestimmungen für das Brennstofflagerbecken

EDF hat sich zum Sicherheitsziel gesetzt, das Freiliegen der Brennelemente bei einer unbeabsichtigten Entleerung und einem Kühlungsverlust äußerst unwahrscheinlich zu machen.

Die Sicherheit der Brennelementlagerbecken wurde neu bewertet:

- Verhinderung und Beherrschung von Zwischenfällen und Unfällen, die gelagerte oder gehandhabte Brennelemente betreffen,
- Schutz der Kühlsysteme des Brennelementlagers vor internen Einflüssen,
- Verhinderung von Risiken im Zusammenhang mit der Handhabung von Transportbehältern für Brennelemente.

Deterministische Studien haben gezeigt, dass die Sicherheitskriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Unfallauslöser dank der bestehenden Vorkehrungen eingehalten werden.

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

Zur Ergänzung des deterministischen Ansatzes wurden probabilistische Studien durchgeführt. Diese zeigen, dass das Risiko einer Freilegung des Brennstoffs dank der vorhandenen Schutzvorrichtungen bereits äußerst gering ist:

- in Bezug auf das Risiko einer unbeabsichtigten Entleerung des Beckens: automatische Isolierung der Saugleitung des Kühlkreislaufs des Beckens (PTR) bei Erreichen eines „sehr niedrigen“ Füllstands im Becken;
- in Bezug auf das Risiko eines Kühlungsverlusts: Wasserzufuhr zum Brennelementbecken durch die Brandbekämpfungsanlage.

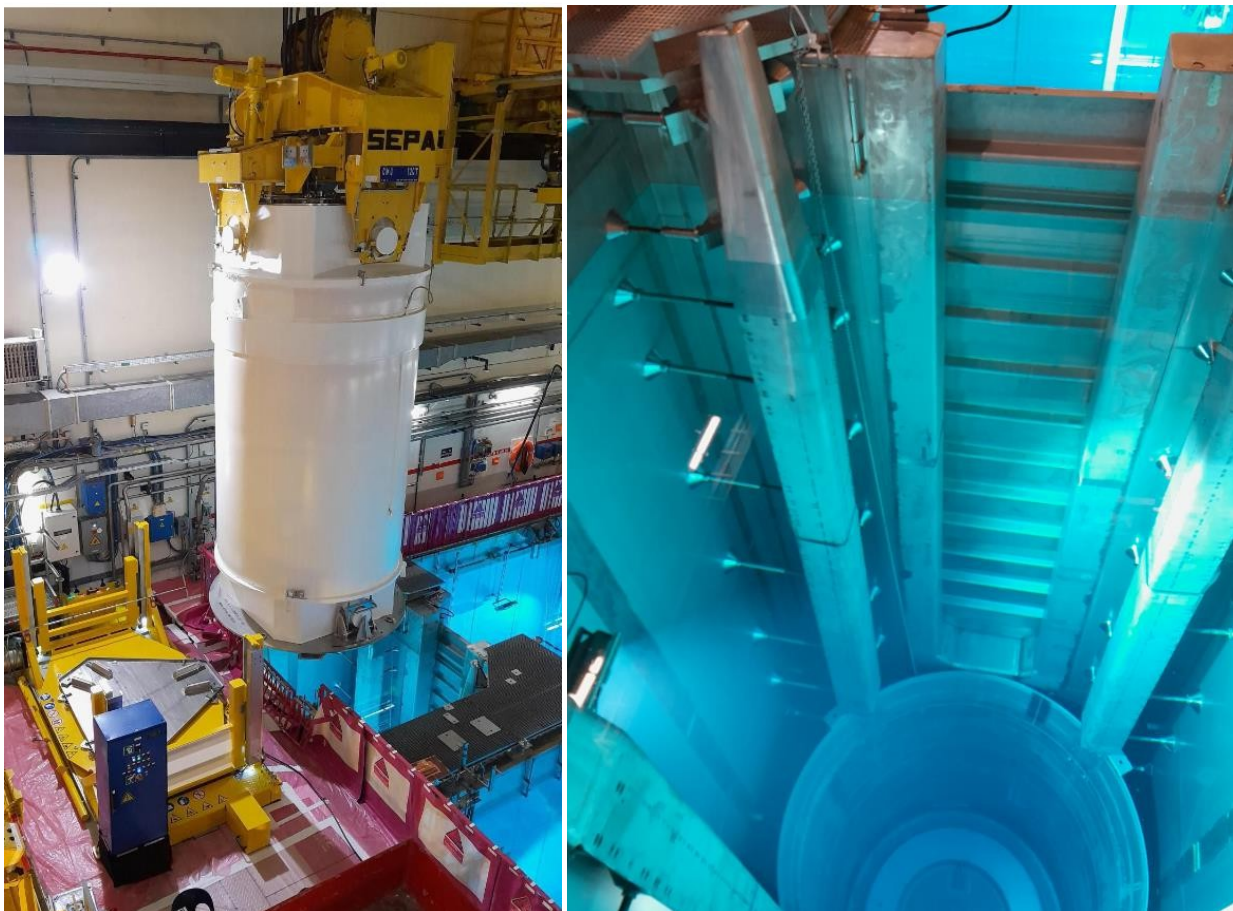
Zum Thema „Brennstoffbecken“ werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

Titel	Einrichtung eines Systems zur Dämpfung des Aufpralls von verbrauchten Brennelementen abgenutzter
Thema	Sicherheit / Brennstoffbecken
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Reaktorspezifisch

**Ziel: Verstärkung der Vorkehrungen zur Verhinderung der Folgen eines Sturzes einer Transportverpackung für abgebrannte Brennelemente im Brennelementlager.**

**Technische Beleuchtung:** Die von der ASN nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi erlassene Vorschrift [ECS-21] verpflichtet EDF, die Folgen eines Unfalls mit dem Herunterfallen von Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente zu untersuchen und zusätzliche Maßnahmen zu prüfen, mit denen die Folgen eines solchen Unfalls verhindert oder begrenzt werden können. Die Verhinderung eines solchen Sturzes hängt ausschließlich von der Zuverlässigkeit der Transportvorrichtung ab.

Um Fälle des Herabfallens von Transportbehältern für Brennelemente abzudecken, sieht die vorgeschlagene Maßnahme vor, ein abnehmbares Energieabsorbersystem in der Halle des Brennelementgebäudes und einen hydraulischen Stoßdämpfer am Boden der Ladegrube anzubringen.



Transport einer abgebrannten Brennelementkassette zur Ladegrube

Titel	Brandschutzscheibe zwischen den beiden Kühlpumpen des BK-Pools
Thema	Sicherheit / Schwimmbad Brennstoff
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Verbesserung der Robustheit des Systems zur Ableitung der Restwärme des Brennstoffs im Lagerbecken hinsichtlich der Brandgefahr.**

**Technische Erläuterung:** EDF hält es für erforderlich, die Anlage hinsichtlich der Gefahr eines vollständigen Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens im Falle eines Brandes an einer der beiden Pumpen des Wasseraufbereitungs- und Kühlsystems der Becken (PTR) zu ändern. Tatsächlich befinden sich die beiden PTR-Pumpen nahe beieinander im selben Raum, was zu einem Risiko des Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelementbeckens führt, wenn sich ein Brand von einer Pumpe auf die andere ausbreitet.

In diesem Fall würde die nukleare Sicherheit durch die Wasserzufuhr zum Becken und anschließend durch die Wiederherstellung der Kühlfunktion durch das PTR-System oder durch den Einsatz des mobilen Kühlsystems „PTR bis“ durch die FARN vor Ort gewährleistet bleiben.

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

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht in der Anbringung einer Brandschutzschutzwand zwischen den beiden Pumpen. Die Unversehrtheit der Schutzwand im Falle eines Erdbebens ist gewährleistet.



Installation einer Wärmeschutzvorrichtung zwischen den Pumpen des  
des Kühlsystems des Brennstofflagers (vorher/nachher)

Bezeichnung	Zusätzliche Studien zur Sicherheit der Becken des Reaktorgebäudes (BR) und des Brennstoffgebäudes (BK)
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typ	Betriebsanordnung (Vorgehen im Falle eines Unfalls) + Aktualisierung des Sicherheitsberichts Maßnahmen, die aufgrund der von der ASN angesichts der Ergebnisse der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe erlassenen Vorschrift [PISC-B-II] geprüft werden
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

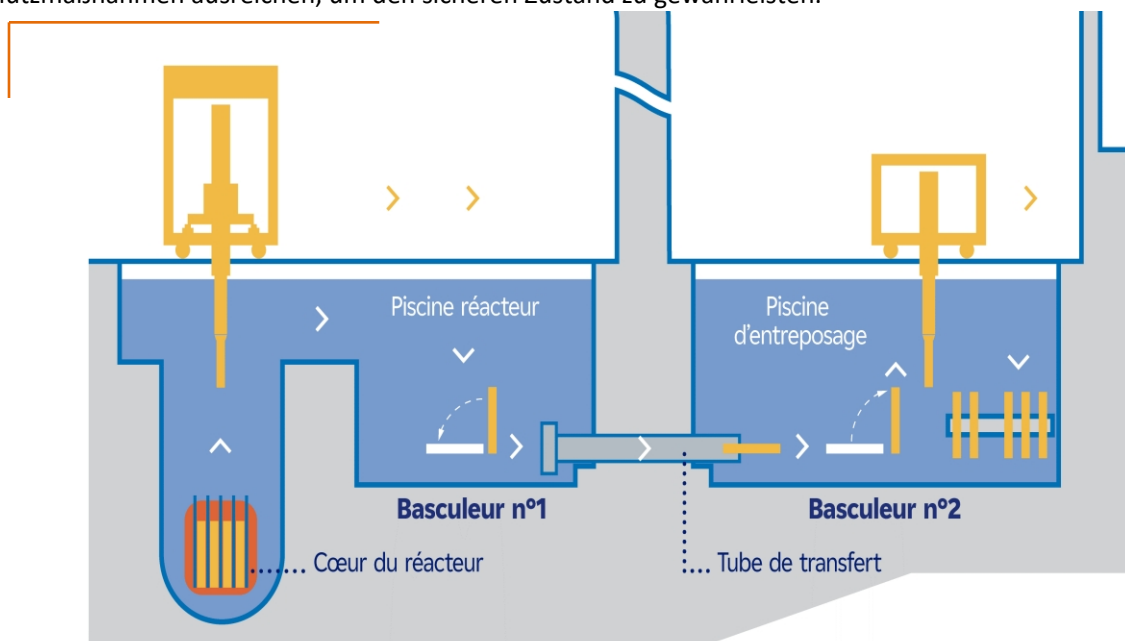


**Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage bei Unfallszenarien, die eintreten können, wenn das Becken des Reaktorgebäudes und das Brennelementlagerbecken miteinander verbunden sind.**

**Technische Erläuterung:** Es wurden Szenarien einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennelementlagers untersucht, die auf der Seite des Reaktorgebäudes (BR) im Stillstand zum Nachladen (APR) und bei vollständig entladem Reaktor (RCD) bei geöffnetem Ventil der Transferleitung ausgelöst wird. Die Studien sind im Sicherheitsbericht enthalten.

Die vorgeschlagene Betriebsanweisung sieht vor, dass im Falle einer unbeabsichtigten Entleerung das Verhalten geändert wird, um das Ventil der Transferleitung in diesen Situationen vom Kontrollraum aus zu schließen.

Ergänzend dazu verlangt die von der ASN erlassene Vorschrift [PISC-B-II] von EDF, Situationen des Kühlungsverlusts oder der Entleerung des Reaktorgebäudebeckens zu untersuchen, wenn beide Becken über das Transferrohr miteinander verbunden sind, einschließlich der Fälle, in denen sich ein Brennelement im Transferrohr befindet. Diese Untersuchungen haben ergeben, dass die derzeit in der Anlage verfügbaren Schutzmaßnahmen ausreichen, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.



Becken des Reaktorgebäudes und Brennelementlagerbecken (Abbildung des Transfers eines Brennelements aus dem Reaktorkern in das Lagerbecken)

Titel	Rückkehr des BK-Pools in einen nicht siedenden Zustand nach einem Unfall oder einer Aggression
Thema	Sicherheit / Brennstoffspeicher
Typologie	In Prüfung befindliche Maßnahmen als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Ergebnissen der generischen Phase der 4- Periodischen Überprüfung 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel:** Sicherstellen, dass die Konstruktion es ermöglicht, nach einem Unfall oder einer Störung zu einem Zustand zurückzukehren, in dem die Restwärme des Brennstoffs im Lagerbecken ohne Siedeverzug des im Becken vorhandenen Wassers abgeführt wird.

**Technische Erläuterung:** EDF hat die nuklearen Sicherheitsstudien zum Brennelementlagerbecken durchgeführt und dabei als Kriterium für den Nachweis der nuklearen Sicherheit festgelegt, dass die Brennelemente im Brennelementlagergebäude (BK) nicht unter Wasser freigelegt werden dürfen. Dieser Zustand gewährleistet mit oder ohne Aufkochen des BK-Beckens die Kühlung der Brennelemente und die Eindämmung radioaktiver Stoffe sowie die Kontrolle der Reaktivität.

Die von der ASN erlassene Vorschrift [PISC-C] verlangt von EDF, die Analysen fortzusetzen, bis das BK-Becken wieder nicht mehr kocht, und die Möglichkeiten für entsprechende Maßnahmen zu prüfen. Diese Maßnahmen könnten in einer verstärkten Überwachung nicht isolierbarer Leitungsabschnitte bestehen, um deren Bruch zu verhindern, oder in materiellen oder betrieblichen Maßnahmen, die die Wiederherstellung einer Möglichkeit zur Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens erleichtern sollen.

Titel	Ergänzende Studie zum Erdbebenrisiko
Thema	Sicherheit / Brennstofftank
Typ	In Prüfung befindliche Maßnahmen als Reaktion auf die Vorschrift [PISC-B-II] der ASN angesichts der Ergebnissen der generischen Phase 4 <sup>e</sup> RP 900
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel:** Bestätigung der Robustheit des Brennelementbeckens hinsichtlich des Erdbebenrisikos.

**Technische Erläuterung:** In Bezug auf Erdbeben verlangt die Vorschrift [PISC-B-II] von EDF, Situationen zu untersuchen, die sich auf das Brennelementlagerbecken auswirken und durch den Ausfall einer nicht als erdbebensicher eingestuften Anlage im Falle eines Erdbebens verursacht werden können. Diese Untersuchungen haben ergeben, dass die derzeit in der Anlage verfügbaren Schutzmaßnahmen ausreichen, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.

### 3.1.2.4. Bestimmungen für Unfälle mit Kernschmelze

Im Rahmen der<sup>4</sup>. Periodischen Überprüfung 900 MWe 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 durch folgende Maßnahmen im Gebäude einzudämmen:

- die Ableitung der Restleistung des Kerns ohne Öffnung der Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters (sogenannte „U5“-Vorrichtung), um die Freisetzung von Radioaktivität über die Luft („Luftweg“) zu vermeiden;
- die Stabilisierung des <sup>Coriums</sup><sup>6</sup> auf dem Fundament des Reaktorgebäudes durch dessen Verteilung und Nachspeisung. Ziel ist es, ein Durchbrechen der Bodenplatte zu verhindern, um das durch den Unfall entstandene kontaminierte Wasser im Reaktorgebäude zurückzuhalten, es zu behandeln, um die darin enthaltenen Radionuklide zu entfernen, und so die Verbreitung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts („Wasserweg“) zu verhindern.

Die Hartkern-Maßnahmen sowie ein direkt aus dem EPR-Design abgeleitetes Kühlkonzept (Corium-Verteilungsvorrichtung, siehe Anlage 1 der öffentlichen Untersuchung) ermöglichen es, diese Ziele zu erreichen und die Strahlenbelastung der Bevölkerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze erheblich zu reduzieren.

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

Titel	Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg & Luftweg
Typologie	Betriebsvorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen Unfallszenarien mit Kernschmelze, die in den Sicherheitsbericht aufgenommen wurden, oder, für bestehende Szenarien, gegenüber neuen Studienhypothesen, die den aktuellen Wissensstand (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.**

**Technische Erläuterung:** Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit für Unfälle mit Kernschmelze: Berücksichtigung der Folgeanweisungen der Ständigen Expertengruppen<sup>7</sup> 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 Aufnahme neuer Nachweiselemente in den Sicherheitsbericht sowie die Anpassung der allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit den Bestimmungen zum Umgang mit Unfällen mit Kernschmelze.

<sup>6</sup> Ein längerer Ausfall der Reaktorkernkühlung kann bei fehlendem Wasser im Behälter zu Unfällen mit Kernschmelze führen. Der Brennstoff im Behälter könnte nämlich Temperaturen erreichen, die zur Schmelze des Metalls, aus dem er besteht (Brennstofftabletten und Hüllen), aber auch des umgebenden Metalls (Steuerstäbe oder Strukturen) führen, bis der Boden des Behälters durchschmolzen ist. Das aus diesem Prozess entstehende Metallagglomerat in Form einer zähflüssigen Masse wird als Corium bezeichnet.

<sup>7</sup> Bei der Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen zu Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in ihren jeweiligen Fachgebieten liegen.

Titel	Ersatz von bestehendem, nicht für einen Kernschmelzunfall qualifiziertem Material
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg & Luftweg
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel:** Anpassung der Qualifikationsanforderungen, insbesondere in Bezug auf Hardcore-Situationen, für bestimmte vorhandene und bei Unfällen mit Kernschmelze erforderliche Ausrüstungen.

**Technische Erläuterung:** Ziel der vorgeschlagenen Bestimmungen ist es, die Eignung der bei einem Unfall mit Kernschmelze erforderlichen Ausrüstungen für die Belastungen und Umgebungsbedingungen zu gewährleisten, denen diese Ausrüstungen in den betrachteten Situationen, insbesondere in Kernschmelzesituationen, ausgesetzt sind.

Bestehende Ausrüstungen, die nicht qualifiziert werden können, werden durch gleichwertige Ausrüstungen ersetzt oder modifiziert (Beispiele: Austausch von Stellantrieben an motorisierten Ventilen, Austausch bestimmter elektrischer Komponenten, Austausch mechanischer Komponenten oder Dichtungen mechanischer Komponenten).

Bezeichnung	Festinstallierte Anlagen zur Behandlung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Behandlung von kontaminiertem Wasser
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg – Behandlung von kontaminiertem Wasser
Typologie	Materielle Bestimmungen und in Prüfung befindliche Bestimmungen als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4-Überprüfung 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel:** Verringerung der Wasserverschmutzung im Reaktorgebäude nach einem Unfall, der zu einer Kernschmelze geführt hat, und Begrenzung des Ausmaßes und der Dauer der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt im Falle eines Lecks außerhalb der Gebäude.

**Technische Erläuterung:** Die vorgeschlagene Maßnahme umfasst zwei Teile:

- Der erste Teil der Maßnahme besteht darin, eine feste Leitung zu schaffen, die an der Außenfassade der Gebäude endet und an die bestehende Leitung zum Absaugen des Wassers aus den Sickerwasserbrunnen des Reaktorgebäudes angeschlossen ist. An diese Leitung kann eine mobile Absaugvorrichtung angeschlossen werden, mit der das Wasser aus dem Reaktorgebäude zur Dekontaminierung aufgefangen und anschließend über eine andere geeignete Leitung wieder in das Reaktorgebäude zurückgeführt werden kann (siehe folgende Maßnahme „Einrichtung einer Einspritzleitung und einer mobilen Vorrichtung als Ersatz für die EAS-ND-Vorrichtung“). Ein Schnellanschlussstopfen schließt die Leitung an der Fassade ab, um die mobile Vorrichtung anzuschließen. Die Leitung ist mit geeigneten Armaturen ausgestattet. Die gesamte Anlage ist robust gegen Angriffe auf den Hartkern ausgelegt. Die Stromversorgung des motorisierten Ventils erfolgt über die Hartkern-Stromverteilung, die durch den Notstromdiesel gesichert ist.
- Der zweite Teil der Anlage besteht aus mobilen Geräten zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser.

Schließlich wird EDF auf der Grundlage der im Rahmen der Vorschrift [AG-D-III] durchgeführten Studien festlegen, ob zusätzliche Maßnahmen erforderlich und industriell realisierbar sind, um das Ausmaß und die Dauer der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt im Falle eines Unfalls, der zu einer Kernschmelze geführt hat, weiter zu begrenzen.



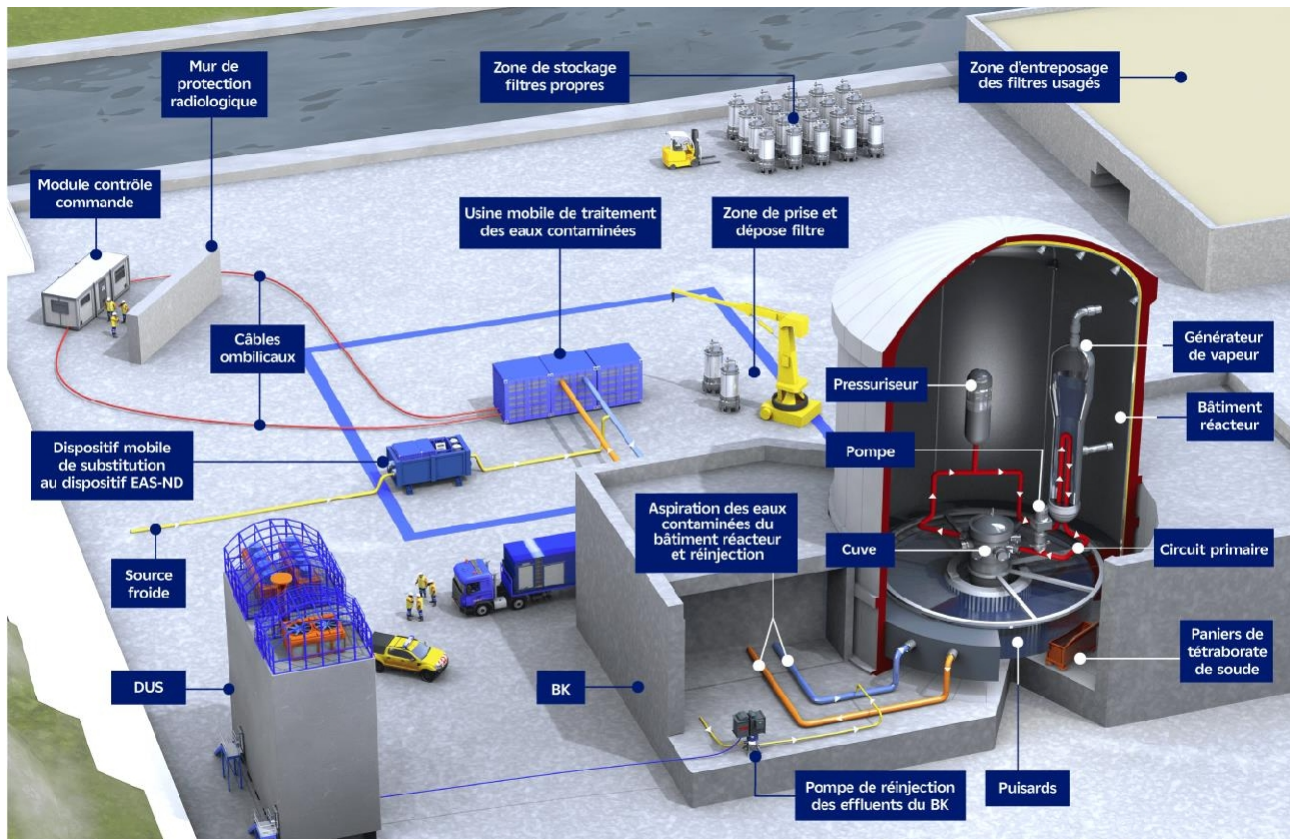


Illustration der Bestimmungen „Feste Leitungen für die Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module für die Aufbereitung von kontaminiertem Wasser“, „Einrichtung einer Einspritzleitung und einer mobilen Vorrichtung als Ersatz für die EAS-ND-Vorrichtung“, „Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementlager in das Reaktorgebäude“, „Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sickerwasserbrunnen des Reaktorgebäudes“

Bezeichnung	Einführung einer Injektionsleitung und einer mobilen Vorrichtung als Ersatz für die EAS-ND-Vorrichtung
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

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

**Technische Beleuchtung:** Ziel dieser Maßnahme ist es, im Reaktorgebäude eine zusätzliche Wasserversorgung zu schaffen, um das durch die Kernschmelze entstandene Corium unter Wasser zu halten, falls das EAS-ND-System mittel- bis langfristig (mehr als einige Tage nach Beginn des Unfalls) nicht verfügbar ist, und so den Abtrag der Bodenplatte zu begrenzen. Diese Maßnahme muss erdbeben-, hochwasser- und tornadofest sein und unabhängig von den vor Ort vorhandenen Geräten und deren Stromversorgung sein.

Die vorgeschlagene Anordnung besteht darin, eine unabhängige Festleitung im Kernbereich zu schaffen, um Wasser von außerhalb der Gebäude zu den Sumpftanks des Reaktorgebäudes zu leiten. An der Vorderseite des Brennelementgebäudes ist die Leitung mit einem Schnellanschlussstecker ausgestattet, um die mobile Wassereinspritzvorrichtung anzuschließen. Die Leitung ist mit Armaturen ausgestattet, um die Integrität des Sicherheitsbehälters zu gewährleisten, wenn sie nicht verwendet wird.

Die Wassereinspritzvorrichtung ist eine mobile Anlage (Pumpe, Schläuche, Stromaggregat und Zubehör), die das Ansaugen von Wasser aus der Kaltquelle und die Stromversorgung des Ventils der festen Leitung ermöglicht. Diese Wassereinspritzfunktion nutzt die Messung des Wasserstands am Boden des Reaktorgebäudes, die Gegenstand einer gesonderten Bestimmung ist (siehe Bestimmung „Einrichtung einer Pegelmessung in den Sumpfbecke im Reaktorgebäude“).

Die so geschaffene feste Leitung kann auch für die eventuelle Rückführung von kontaminiertem Wasser in das Reaktorgebäude nach der Aufbereitung durch mobile Dekontaminationsmodule verwendet werden (siehe vorherige Bestimmung „Feste Leitungen für die Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module für die Aufbereitung von kontaminiertem Wasser“).

Bezeichnung	Rückführung von Abwässern aus dem Brennelementlager in das Reaktorgebäude
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg & Luftweg
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Generisch Lager

**Ziel: Beseitigung des Risikos einer Stagnation von kontaminiertem Wasser am Boden des Brennelementlagers, die möglicherweise nach einem Unfall mit Kernschmelze auftreten kann, und damit Begrenzung des Risikos radioaktiver Freisetzungen.**

**Technische Erläuterung:** Ziel dieser Bestimmung ist es, das Risiko einer Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des Brennelementgebäudes (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 aus Armaturen) oder aus dem Brennelementbecken stammen (z. B. eventuelle Leckagen an der Auskleidung, Sieden im Brennelementbecken, wodurch durch Kondensation an den Wänden Wasser am Boden des BK entsteht) zurückgeführt werden.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- die Einrichtung von Pump- und Ableitungsvorrichtungen (Rohrleitungen und Armaturen), die für die Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze geeignet sind, um das in den entsprechenden Sumpfern am Boden des Brennstoffgebäudes aufgefangene Wasser wieder in das Reaktorgebäude (BR) zurückzuleiten,
- Einrichtung oder Anpassung bestimmter Sammelbecken, um die Pumpvorrichtung aufzunehmen und ihre vollständige Dichtheit unter allen Umständen mit einer geeigneten Auskleidung zu gewährleisten,
- Einrichtung einer Füllstandsmessvorrichtung, die für die Durchführung der Rückführung erforderlich ist
- eine Sammelrohrleitung installieren, die an den Leckageauffangstützen des Hauptabsperrentils der Saugleitung der EAS-ND-Sammelgruben bis zu einer geeigneten Sammelgrube angeschlossen ist.

Die Rückführleitungen sind an die Wasserinjektionsleitung in BR angeschlossen, die Gegenstand der Bestimmung „Einrichtung einer Injektionsleitung und einer mobilen Vorrichtung als Ersatz für die EAS-ND-Vorrichtung“ ist.

Titel	Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sumpfen des Reaktorgebäudes
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

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

**Technische Erläuterung:** Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung ist es, den Wasserstand in den Sumpfbeckern des Reaktorgebäudes (BR) bei einem Unfall mit Kernschmelze zu messen, um bei Bedarf die zum Fluten des Coriums erforderliche Wassermenge 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 starken Erdbeben standhält) wird installiert, um die Wasserzufuhr zu steuern, die zur Aufrechterhaltung der Kühlung des Coriums erforderlich ist, ohne dabei den Boden des BR zu überfluten: Der Wasserstand muss nämlich unterhalb der Höhe der Luftzufuhr bleiben, die zur Belüftung des Behälters dienen würde, falls die EAS-ND-Vorrichtung nicht verfügbar ist.

Diese Anordnung ist auch für die Wassereinspritzfunktion im BR erforderlich, die bei Ausfall des EAS-ND-Systems genutzt werden könnte (siehe Anordnung „Einrichtung einer Einspritzleitung und eines mobilen Ersatzsystems für das EAS-ND-System“).

Schließlich muss die Stromversorgung der Füllstandsmessung mindestens über eine autonome Stromversorgung verfügen, die bei Ausfall der Notstromdieselanlage verfügbar ist. Die Füllstandsinformationen sind im Elektrischen Gebäude (BL) verfügbar.

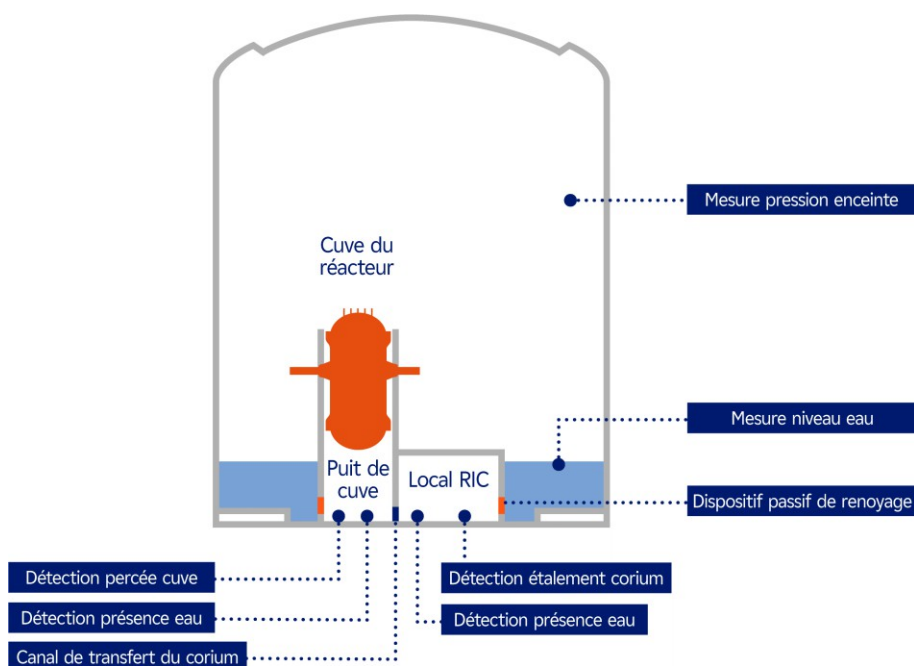


Abbildung der Wasserstandsmessung in den Sumpfbeckern des Reaktorgebäudes und der Erkennung der Ausbreitung des Coriums im Instrumentenraum des Reaktorkerns (RIC)

Bezeichnung	Elektrische Notstromversorgung für die Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung Erkennung der Coriumausbreitung im Instrumentenraum des Reaktorkerns (RIC)
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Generikum Lager

**Ziel: Verbesserung der Durchführung von Unfallszenarien mit Kernschmelze.**

**Technische Erläuterung:** Die Strategie, bei einem Unfall mit Kernschmelze die Bodenplatte nicht zu durchbrechen, besteht darin, sicherzustellen, dass sich das Corium trocken auf der Bodenplatte des Reaktorgebäudes verteilt, bevor es durch das in den Sumpfbecken gespeicherte Wasser passiv wieder aufgefüllt wird.

Es werden zwei Maßnahmen vorgeschlagen, um die Reaktorsteuerungsteams über die Verteilung des Coriums im Behälterbecken und anschließend im Bereich des Kerninstrumentenraums (RIC) zu informieren. Die vorgeschlagenen Maßnahmen dienen der Sicherheit:

- Die Erkennung eines Durchbruchs des Behälters ist eine nützliche Information, um festzustellen, dass die geschmolzene Kernmasse nicht mehr im Behälter, sondern im Ausbreitungsbereich unterhalb des Behälters gekühlt wird: Dies kann für die Steuerung der Wasserzufuhr im Reaktorgebäude (BR) von Bedeutung sein. Die Maßnahme besteht darin, die Notstromversorgung der Vorrichtung zur Erkennung eines Behälterdurchbruchs (Thermoelement und Informationsweiterleitung) durch den Notstromdiesel sicherzustellen, um diese Informationen auch unter sehr schwierigen Bedingungen, wie z. B. einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung, zur Verfügung zu haben.
- die physikalische Erkennung der Ausbreitung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums, wodurch bei Bedarf eine „aktive“ Nachspeisung des Coriums durch Einspritzen von Wasser über den durchbrochenen Behälter erfolgen kann. Die Vorrichtung besteht aus einer Thermoelement-Messleitung, die am Boden des RIC-Raums so nah wie möglich an den Schmelzsicherungen der „passiven“ Nachspeiseklappen angebracht ist. Das Thermoelement ist zusätzlich geschützt, um eine ausreichend eindeutige Messung zu gewährleisten, bevor der Sensor möglicherweise durch das Corium zerstört wird. Die Messung ist robust gegenüber dem Noyau Dur-Erdbeben und wird durch den Notstromdiesel versorgt. Die Messung ist für die Unfallbedingungen im Reaktorgebäude (Temperatur, Strahlung) qualifiziert.

Bezeichnung	Verstärkung der Wände zwischen dem Raum für die interne Instrumentierung des Kerns und dem Bereich der Sammelbecken des Reaktorgebäudes
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

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

**Technische Erläuterung:** Gemäß der Vorschrift [AG-A-III] der ASN schlägt EDF vor, eine materielle Maßnahme zur Verstärkung der Betonwände zwischen dem Raum für die interne Instrumentierung des Reaktorkerns (RIC) und dem Bereich der Sickerwasserauffangbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes zu ergreifen, um deren Durchbruch durch das Corium zu verhindern und dieses im vorgesehenen Ausbreitungsbereich zu halten.



Bezeichnung	Einbau von Korbgeflechtem aus Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sickerwasserauffangbecken des Reaktorgebäudes
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Luftweg
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Generisch Lager

**Ziel:** Bei einem Unfall mit Kernschmelze die Freisetzung von Jod in der Gasphase aus dem kontaminierten Wasser im Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes deutlich zu reduzieren.

**Technische Erläuterung:** Die vorgeschlagene Anordnung besteht darin, am Boden des Reaktorgebäudes (BR) feste Vorrichtungen zu installieren, die ein Alkalimetallsalz enthalten, das sich nach dem Befüllen des BR-Bodens im Wasser auflöst, das Jod im Wasser zurückhält und so dessen Übergang in die Gasphase begrenzt. Die Vorrichtungen sind passiv und bestehen aus Körben, die mit Decahydrat-Dinatriumtetraborat (Borax) gefüllt sind.



Korb mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat



Bezeichnung	Verstärkung der Belüftungs- und Filtervorrichtung des Behälters U5 bei Erdbeben der Stufe SMS
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze, Angriffe (Erdbeben) – Luftweg
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

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

**Technische Erläuterung:** Die Strategie für den Umgang mit einem Unfall mit Kernschmelze besteht darin, die Restleistung über das EAS-ND-System abzuleiten, ohne dass eine Entlüftung des Sicherheitsbehälters zur Ableitung dieser Leistung erforderlich ist.

Die bestehende Entlüftungs- und Filteranlage wird jedoch als Reserve beibehalten. Das Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme ist es, sicherzustellen, dass diese Anlage nach einem erhöhten Sicherheitserdbeben (SMS) funktionsfähig bleibt.

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



Vorrichtung U5 zur Belüftung des Gehäuses

Bezeichnung	Zusätzliche Wassereinspritzung zum PTR
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Luftweg
Typ	Betriebsvorschriften (Verhalten im Falle eines Unfalls) als Reaktion auf die Vorschrift [AG-B-II] der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase von 4 <sup>e</sup> RP 900
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Sicherstellung einer ausreichenden Wassereinspeisung in das Reaktorgebäude bei einem Unfall mit Kernschmelze, um die Kühlung des Coriums zu gewährleisten und den Druckanstieg im Sicherheitsbehälter zu begrenzen.**

**Technische Erläuterung:** Bei einem Unfall mit Kernschmelze muss die Wasserzufuhr zur Kühlung des Coriums ausreichend sein, um den Druckanstieg im Reaktorgebäude zu begrenzen. Der PTR-Behälter ist die wichtigste kurzfristige Wasserquelle, um diese Kühlung sicherzustellen.

Aufgrund der im Rahmen der Vorschrift [AG-B-II] durchgeführten Analysen wird EDF die erforderlichen Maßnahmen ergreifen, um kurzfristig zusätzlich zu dem im Tank (PTR) enthaltenen Wasser eine weitere Menge an borhaltigem Wasser in das Reaktorgebäude einzuleiten, um die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter sicherzustellen. Die Maßnahmen könnten in Verbesserungen der Dokumentation bestehen, die für den Betrieb der Anlage in solchen Situationen verwendet wird.

Titel	Schutz der Komponenten der Messkette „großer Bereich“ des Drucks im des Sicherheitsbehälters, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen der Sicherheitsstrecke B befinden
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze
Typologie	Materielle Bestimmung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel:** Sicherstellung der Verfügbarkeit der Information „Druck im Behälter“ im Kontrollraum, auch in Notfallsituationen infolge interner Störfälle im Elektrikkontrollraum, um die Steuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

**Technische Erläuterung:** Die Anordnung zielt darauf ab, die Verfügbarkeit der Information „Gehäusedruck“ im Kontrollraum auch in Notfällen, die auf interne Störungen im Elektrikkontrollgebäude zurückzuführen sind, sicherzustellen, um die Steuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, bei Bedarf Komponenten der Messkette „breiten Bereichs“ des Drucks im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitswegs B befinden, um ihren Schutz vor Bränden zu gewährleisten.

### 3.1.2.5. Sicherheitsmaßnahmen, die mehrere Sicherheitsziele betreffen

#### 3.1.2.5.1. *Maßnahmen für den Hartkern*

In Übereinstimmung mit den 2014 herausgegebenen technischen Vorschriften der ASN hat EDF einen „harten Kern“ materieller und organisatorischer Maßnahmen eingerichtet, um folgenden extremen externen Einwirkungen (d. h. solchen, deren Schweregrad über den im Referenzsystem für die nukleare Sicherheit von Anlagen vorgesehenen Wert hinausgeht) begegnen zu können:

- Erdbeben,
- Überschwemmungen (einschließlich s t a r k e r Regenfälle) und Naturereignisse, die mit Überschwemmungen in Verbindung stehen können (extreme Winde, Blitzschlag, Hagel),
- Tornados.

Dieser Kern besteht aus einer Reihe von festen Mitteln, die für Kernsituationen und damit verbundene Einwirkungen ausgelegt sind, ergänzt durch mobile Mittel sowie eine Organisation und Teams für deren Einsatz, darunter die FARN. Er ist so konzipiert, dass er die Bewältigung extremer Situationen ermöglicht, die sich aus diesen extremen Einwirkungen ergeben:

- vollständiger Ausfall der Stromversorgung, die nicht zum Kernbereich gehört,
- vollständiger Ausfall der Kältequelle, die nicht zum Kernbereich gehört,
- die Kumulierung dieser beiden Situationen.

EDF schlägt im Rahmen der 4<sup>e</sup> Periodischen Überprüfung ein kohärentes Paket von materiellen und betrieblichen Maßnahmen für die Umsetzung des Kerns vor, das zur Erreichung der technischen Ziele der Neubewertung der nuklearen Sicherheit beiträgt (eine Übersicht über die wichtigsten Maßnahmen des Kerns ist in Dokument Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung in §4.2.1 enthalten). Im weiteren Verlauf dieses Absatzes werden die von EDF vorgeschlagenen Bestimmungen beschrieben.

Titel	Verhalten Kernbereich
Thema	Sicherheit / Übergriffe, Unfälle mit und ohne Verschmelzung, Brennstofftank
Typologie	Betriebsvorschriften (Verhalten im Falle eines Unfalls) und materielle Vorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Umsetzung einer Strategie für den Betrieb der Anlage, die auf die Bewältigung von sogenannten „Hardcore“-Situationen ausgerichtet ist und auf für solche Situationen robustem Material basiert.**

**Technische Erläuterung:** EDF schlägt eine Betriebsanordnung vor, die auf einem Anlagenbetrieb basiert, der für die Umsetzung des Hard Core vorgesehen ist. Sie stützt sich auf eine einfache und zuverlässige Betriebsstrategie, die vom Ausgangszustand des Reaktors und den verwendeten Hard-Core-Ausrüstungen abhängt. Sie wird umgesetzt, wenn die wesentlichen Kriterien für eine Beschädigung der Anlage infolge einer Hard-Core-Situation erreicht sind (z. B. vollständiger Ausfall der Stromversorgung).

Die Betriebsstrategie ist an die für Hardcore-Situationen festgelegten Anfangszustände angepasst:

- Für Zustände, bei denen der Primärkreislauf unter Druck gesetzt werden kann und die Restleistung über die Dampferzeuger abgeführt werden kann:
- ➔ Die Wassernachspeisung des Primärkreislaufs und des Sekundärkreislaufs wird durch die Ausrüstung des Hartkerns gewährleistet. Die Borzufuhr zum Primärkreislauf wird durch die Hochdruck-Einspritzpumpe gewährleistet.  
an den Dichtungen der GMPP (siehe Bestimmung „*Einspritzpumpe an den Dichtungen der primären Motorpumpenaggregate Noyau Dur*“) gleichzeitig mit der Kühlung des Primärkreislaufs durch den Sekundärkreislauf. Der Primärkreislauf wird anschließend durch Öffnen einer Entlastungsleitung des Druckhalters drucklos gemacht, wodurch bei Bedarf die Zufuhr von borhaltigem Wasser durch die Akkumulatoren des RIS-Systems und die EAS-ND-Pumpe fortgesetzt werden kann. Im Endzustand ist der Reaktor gekühlt, drucklos und die Borkonzentration schließt jegliches Risiko einer kurz- oder langfristigen Wiederkonvergenz aus.
- Im Zustand „Kaltabschaltung zum Nachladen“ (APR), wenn das Transferrohr geöffnet ist und das Becken des Reaktorgebäudes (BR) mit dem Brennelementlagerbecken verbindet:
- ➔ Die Restleistung des Kerns wird durch das im BR-Becken und im Brennelementlagerbecken verfügbare Wasser abgeführt. Die Wasserversorgung des Brennelementlagerbeckens wird durch die Ausrüstung des Hartkerns gewährleistet, die auch die Wassernachspeisung des BR-Beckens über das geöffnete Transferrohr sicherstellt. Eine Zugangsschleuse zum BR wird zuvor geöffnet, um eine Druckbeaufschlagung des BR durch den Dampf zu vermeiden, der durch das mögliche Sieden des BR-Beckens entsteht. Mittelfristig bringt die FARN eine mobile Borierungsanlage zum Einsatz, um eine ausreichende Borkonzentration im Wasser der beiden Becken sicherzustellen und so langfristig eine erneute Divergenz des Kerns zu verhindern.
- Für den Zustand „Reaktor vollständig entladen“ (RCD), in dem sich der Brennstoff im Brennstofflagerbecken befindet und das Transferrohr geschlossen ist. In diesem Zustand wird der Eintritt in die Hartkernleitung direkt über ein robustes Hartkern-Alarmsystem im Kontrollraum entschieden.  
➔ Die Restwärme des Kerns wird durch das Sieden der Flüssigkeit im Brennelementbecken abgeführt. Die Steuerungsstrategie verwaltet die Wasserzufuhr zum Brennelementbecken durch die Hartkern-Vorkehrungen.

Bezeichnung	Hardcore-Steuerung und -Kontrolle
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle ohne und mit Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Generikum Lager

**Ziel: Ergänzung der bestehenden Zugsteuerung/Zugsicherung zur Steuerung der vorgeschlagenen Kernkomponenten.**

**Technische Erläuterung:** Die Maßnahme zielt darauf ab, das Steuerungs- und Kontrollsystem zu ergänzen, um die vorgeschlagenen Kernkomponenten zu steuern: ASG-ND, Übermittlung der Informationen über den Ausfall der Kältequelle an den Kontrollraum, Vorrichtung zur Erkennung der Ausbreitung von Corium im Instrumentenraum des Reaktorkerns, analoge Füllstandsmessung des Brennelement-Lagerbeckens.

Folgende materielle Vorkehrungen werden vorgeschlagen:

- **Zusätzliche Anzeige- und Bedientafel (PSCC) für den Hartkern im Kontrollraum:**
  - Hinzufügen von Bedienelementen, Kontrollleuchten, Schlüsselschaltern, Zeigeranzeigen,
  - Installation einer Übersicht für bestimmte Funktionen des Hartkerns, darunter ASG-ND,
  - Neupositionierung der Füllstandsanzeigen der Becken,
  - Programmierung des digitalen Aufzeichnungsgeräts zur Verarbeitung der Informationen zum Füllstand ASG-ND, Berechnung des Integrals der Durchflusswerte EAS-ND und Anzeige;
- **Relaisrahmen:** Installation neuer Relaisrahmen für die neu eingeführten Funktionen und Änderung bestehender Rahmen;
- **Elektrischer Unterverteilerkasten:** Änderung zur Zuweisung von Abgängen zu den neuen Polaritätseinheiten;
- **Kabelverlegung und Anschlüsse zwischen PSCC, Relaisrahmen und bestimmten Schalttafeln und Schaltschränken;**
- **SPS-Schränke:** Hinzufügen neuer Alles-oder-Nichts-Eingänge in der Umwandlungs-SPS und Änderung der Programmierung der analogen SPS;
- **Schaltschränke:** verschiedene Änderungen für die Zuweisung von 48-V-DC- und 125-V-DC-Relais, Änderung des SPS-Programms und Verarbeitung von zwei neuen Informationen:
  - Spannungsanwesenheit am zweiten Stromschienensatz der Schalttafel, der direkt vom Notstromdiesel versorgt wird,
  - Information über den Ausfall der Kältequelle.



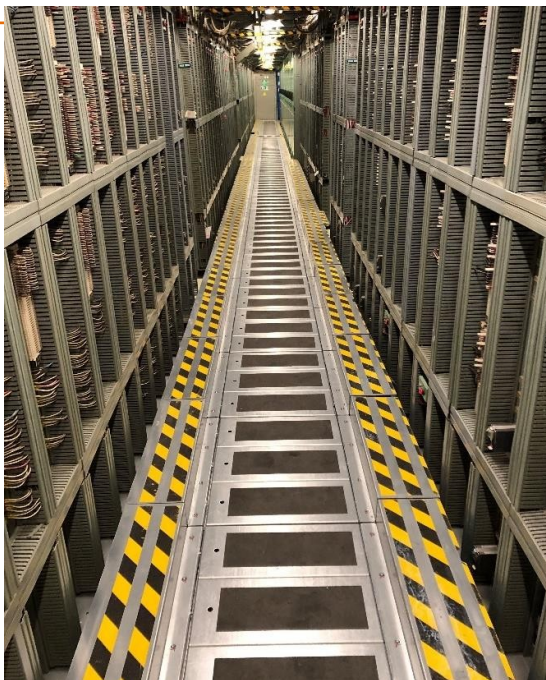


Steuerung

Bezeichnung	Stromverteilung Kernbereich
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle ohne und mit Kernschmelze, Brennstoffbecken
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel:** Ergänzung der bestehenden Stromverteilung zur Versorgung der vorgeschlagenen Hardcore-Maßnahmen.

**Technische Erläuterung:** Die vorgeschlagenen materiellen Maßnahmen bestehen darin, die Stromverteilung des Reaktors anzupassen, um den Strombedarf der neuen Verbraucher des „Hard Core“ zu berücksichtigen.



Neue Böden, unter denen die Stromverteilung  
für die Kernanlagen verläuft



Neuer Transformator 6,6 kV / 380 V für  
die Versorgung des Kernbereichs

Bezeichnung	Notstromversorgung der Dampferzeuger des Kernbereichs (ASG-ND) und Zusatzversorgung des Kernbereichs der Becken BR und BK
Thema	Sicherheit / Übergriffe, Unfälle ohne Fusion, Brennstoffspeicher
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel:** Sicherstellung der Ableitung der Restleistung des Reaktors über die Dampferzeuger und Sicherstellung der Ableitung der Restleistung der im Lagerbecken (BK-Becken) befindlichen Brennelemente über eine Wassernachspeisung im Fall eines Kernschmelze.

**Technische Erläuterung:** Das Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung ist die Einrichtung der folgenden Komponenten des Hartkerns:

- die Wasserversorgung der Dampferzeuger (GV), um die Kühlung des Reaktors und die Ableitung der Restleistung über den Sekundärkreislauf zu ermöglichen,
- die Wasserversorgung der Becken des Reaktorgebäudes (BR) und des Brennelementgebäudes (BK), um die Restleistung abzuleiten und ein Freilegen der Brennelemente zu vermeiden.

Im Hartkernfall wird die Wasserversorgung der Dampferzeuger durch eine Motorpumpe für die Notwasserversorgung der Dampferzeuger (ASG) gewährleistet, die aus dem Tank des ASG-Systems ansaugt. Diese Funktion wird als ASG-ND bezeichnet. Im Hardcore-Szenario wird die Motorpumpe automatisch über eine spezielle Umschalttafel, die im Rahmen der Anordnung installiert ist, vom Notstromdiesel (DUS) wieder mit Kraftstoff versorgt.



Motorpumpe für die Notwasserversorgung der Dampferzeuger (ASG)

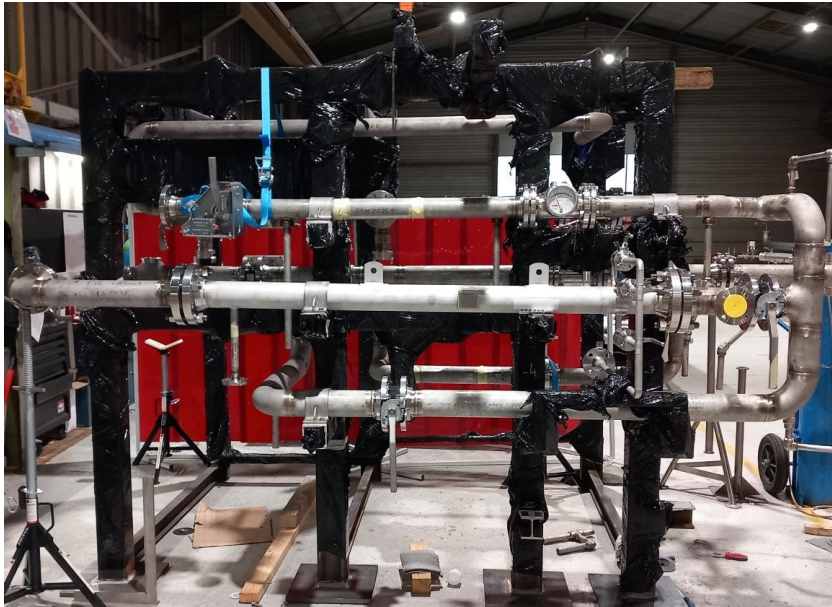
Die Funktion der dauerhaften Ableitung der Restleistung wird durch die Installation einer neuen Anlage im Reaktorgebäude gewährleistet: eine zusätzliche Ventilstation für die Hartkernkühlung (SEG-System), die eine dauerhafte Versorgung des ASG-Reservoirs sowie des Brennelementlagers durch die Kernwasserversorgung ermöglicht.

Die Umsetzung der ASG-ND- und SEG-Bestimmungen basiert auf den für den Betrieb des Kernreaktors erforderlichen Informationen zum Kessel und zu den Becken, insbesondere: Füllstände der GV-Behälter, Druck der GV-Behälter, Kerntemperatur, Primärdruck, Füllstände der Becken BR und BK.



Die Umsetzung der ASG-ND- und SEG-Bestimmungen erfordert:

- gegebenenfalls die Verstärkung oder den Schutz der vorhandenen Strukturen, Systeme und Komponenten, um sie widerstandsfähig gegen Angriffe auf den Hartkern und deren Auswirkungen zu machen,
- Installation der Kernhärte-Zusatzventilstation und Einrichtung ihrer Verbindungen zur Kernhärte-Wasserquelle, zum ASG-Becken und zum BK-Becken,



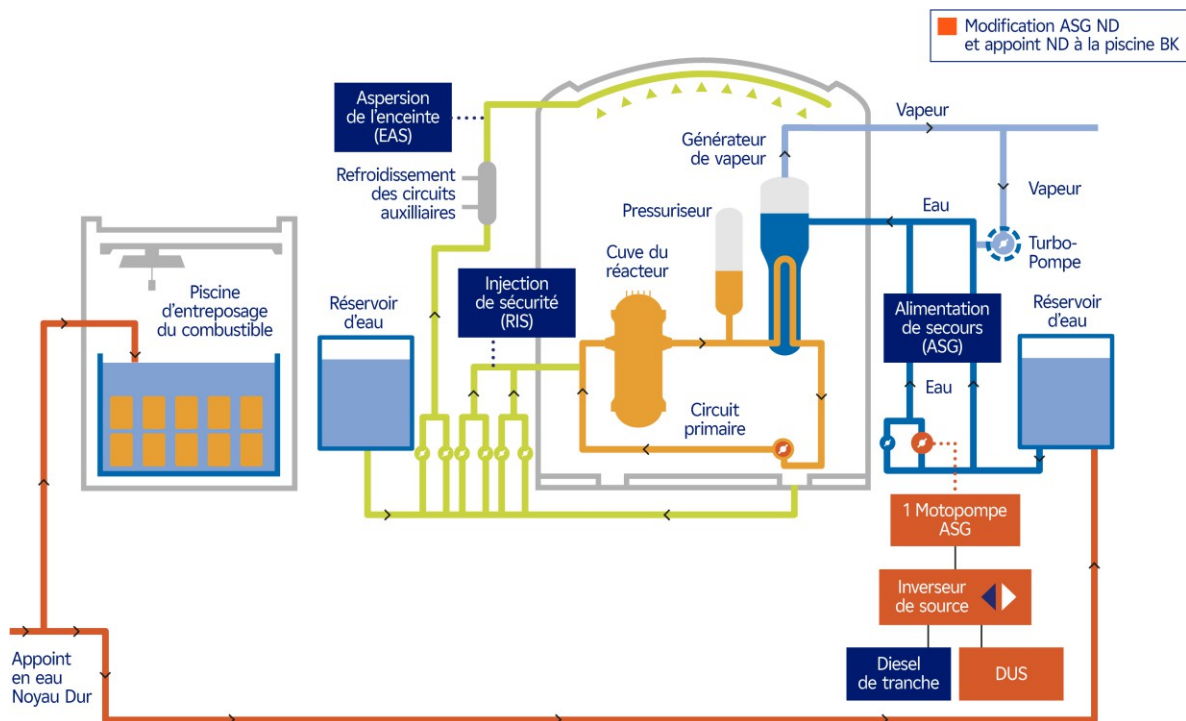
- Zusatzventilstation Kernbereich
- Einrichtung der Notstromversorgung für die verwendeten (bestehenden und neuen) Aktoren und Sensoren über die Stromverteilung des Kernbereichs,



- Elektrischer Umschalter zwischen Normal- und Notbetrieb
- die Steuerung und Überwachung der Anlagen vom Kontrollraum aus mithilfe der Hartkern-Steuerungsstrukturen (basierend auf vorhandenen und neu installierten Anlagen) zu ermöglichen. Einige der Anforderungen an die Hartkern-Steuerung werden in einer separaten Bestimmung behandelt (siehe Bestimmung „Hartkern-Steuerung“).
- Hinzufügen von Druckluftflaschen, um die Autonomie der Ventile zu verlängern, die für die Wasserversorgung der Dampferzeuger und die Wasserversorgung der Becken des Reaktorgebäudes (BR) / Brennstoffgebäudes (BK) zuständig sind.



- Druckluftflaschen zur Verlängerung der Autonomie der Ventile



Prinzipskizze der ASG-ND-Anordnung und der Kern-Zusatzversorgung der BR- und BK-Becken

Bezeichnung	Einspritzpumpe an den Verbindungsstellen der primären Motorpumpengruppen „Noyau Dur“ (PIJ-ND)
Thema	Sicherheit/Angriffe, Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel:** Kühlung der Dichtungen der Primärpumpen, um die Integrität der zweiten Sicherheitsbarriere zu gewährleisten, und Einspritzen von borhaltigem Wasser, wenn der Primärkreislauf unter hohem Druck steht, um die Reaktivität in Situationen mit hartem Kern zu kontrollieren.

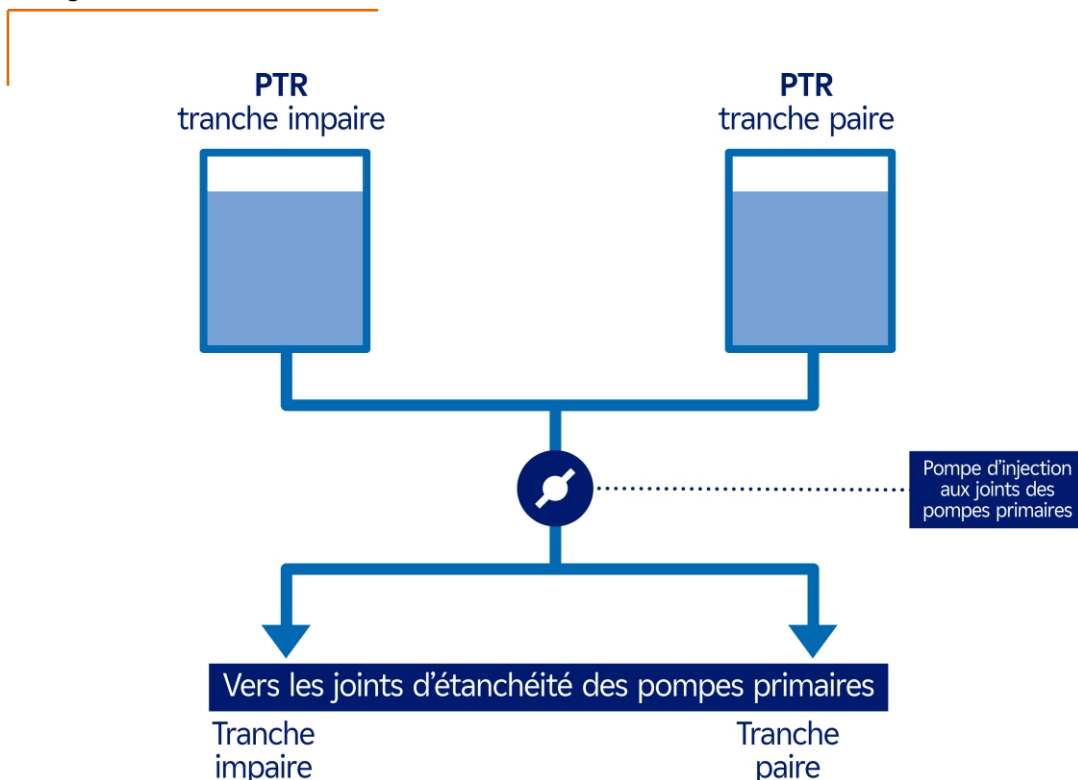
**Technische Erläuterung:** Ziel der Anordnung ist es, in den ersten Minuten nach dem vollständigen Ausfall der externen Stromversorgung oder einer anderen Störung, die die Kühlung der Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) beeinträchtigt, eine Notfallmaßnahme zur Einspritzung in die Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) zu ergreifen, um Folgendes zu erreichen:

- die Dichtungen der Primärpumpen zu kühlen, um ihre Integrität in Hardcore-Situationen zu gewährleisten,
- Einspritzen von boriertem Wasser, wenn der Primärkreislauf unter hohem Druck steht, in Situationen mit hartem Kern.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Einspritzpumpe an den Verbindungsstellen der beiden Reaktoren gemeinsamen GMPP durch eine jedem Reaktor zugeordnete Hartkernpumpe zu ersetzen. Dieser Austausch erfordert die Anpassung der Leitungen und Leitungselemente, sodass jeder Reaktor über einen eigenen Kreislauf verfügt.

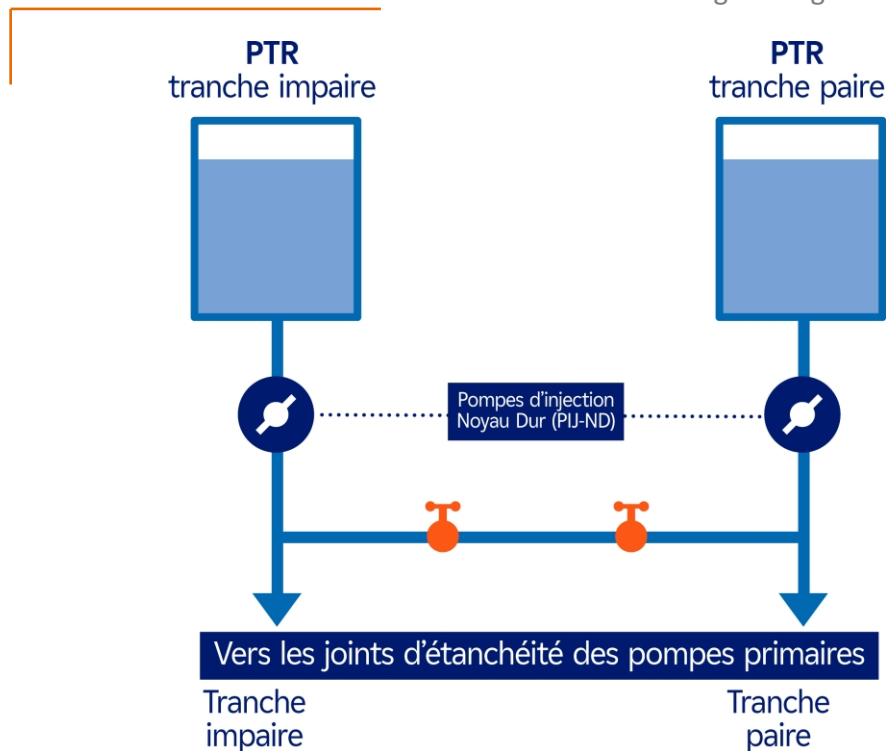
Die Stromversorgung der neuen Pumpe ist in die Hardcore-Stromverteilung integriert und wird durch das DUS gesichert.

Die Arbeiten umfassen die Verlegung von Rohrleitungen, die Installation der Pumpe und der Ventile, die Installation von Schaltschränken, die Verlegung von Kabeln und Änderungen an der Steuerungs- und Kontrollanlage.



Konfiguration vor der Installation der Einspritzpumpe an den „Noyau Dur“-Verbindungen (PIJ-ND)





Konfiguration mit Einspritzpumpen an den „Noyau Dur“-Verbindungen (PIJ-ND)

Bezeichnung	Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruck-Borierung in bestimmten Situationen Hardcore
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel: Verbesserung der Qualifikation von Informationen, die die Bewältigung von Kernsituationen ermöglichen.**

**Technische Erläuterung:** Die Anordnung zielt darauf ab, die Informationen über den ordnungsgemäßen Betrieb der Hochdruckborierung durch die Einspritzpumpe an den Kernhärte-Dichtungen erdbebensicher zu machen.

Die vorgeschlagene Bestimmung umfasst drei Teile:

- Durchflussmessungen zur Feststellung, ob eine Hochdruckborierung wirksam ist: Die Sensoren werden bei Bedarf durch erdbebensichere Sensoren ersetzt.
- Druckausgleichsvorrichtung (notwendig, um eine Überfüllung des Primärkreislaufs durch das Einspritzsystem zu verhindern): Die Sensoren werden bei Bedarf durch erdbebensichere Sensoren von Noyau Dur ersetzt.
- Analoge Verarbeitung und Schaltschränke in Verbindung mit den oben genannten Sensoren: Die Robustheit der Messketten und Schaltschränke im erdbebensicheren Kernbereich wird überprüft. Es werden Vorkehrungen getroffen, um die Elemente dieser Ketten, die zum erdbebensicheren Kernbereich gehören, elektrisch von den anderen zu trennen.

Bezeichnung	Erkennung eines vollständigen Ausfalls der erdbebensicheren Kältequelle (H1) Hard Core
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle ohne und mit Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Materielle Vorkehrungen
Anwendbarkeit	Generisch Lager

**Ziel: Gewährleistung der Erkennung von Unfallsituationen mit vollständigem Ausfall der Kältequelle infolge eines Erdbebens im Kernbereich vom Kontrollraum aus.**

**Technische Erläuterung:** Ziel dieser Bestimmung ist es, dem Bediener im Kontrollraum Informationen zur Verfügung zu stellen, die für eine Situation des vollständigen Verlusts der Kühlquelle (sogenannte „H1“) zur Verfügung zu stellen, damit er im Falle einer Kernschmelze die Leistung senken und den Reaktor stabilisieren kann.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, zwei Druckmessungen am Not-Rohwassersystem (SEC) zu installieren, mit denen ein Ausfall des SEC-Systems durch Erreichen eines am höchsten Punkt des Kreislaufs gemessenen Druckschwellenwerts erkannt werden kann. Diese Ausrüstung ist für ein Hardcore-Erdbeben ausgelegt.

In einer Hard-Core-Situation kann jedes Sensorpaar somit einen ungewöhnlich hohen Druckabfall erkennen,

- ungewöhnlich hoch, was auf eine Verstopfung der Wärmetauscher auf der Rohwasserseite hindeutet,
- ungewöhnlich niedrig, was auf eine Fehlfunktion der Pumpen oder des Not-Rohwasserkreislaufs hindeutet.

Die Eingangsinformation in einer H1-Situation wird den Bedienern im Kontrollraum durch die Auslösung eines Alarms auf dem speziellen Hartkern-Pult zur Verfügung gestellt. Dieser Alarm wird bei gleichzeitigem Ausfall beider Not-Rohwasserleitungen ausgelöst.

Der Datentransfer zwischen den Sensoren und dem Kontrollraum erfolgt innerhalb der Steuerungszentrale Noyau Dur. Die bestehende elektrische Architektur wird modifiziert, um an die Stromverteilung von Noyau Dur angeschlossen zu werden.

Bezeichnung	Automatische Abschaltung des Reaktors und Meldung eines „signifikanten Erdbebens“, robust gegenüber Noyau Dur
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementelager
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Gewährleistung der automatischen Abschaltung des Reaktors bei einem Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ und Weiterleitung der Informationen über das Auftreten eines „signifikanten“ Erdbebens an den Kontrollraum.**  
**„signifikanten“ Erdbebens.**

**Technische Erläuterung:** Die Anordnung zielt darauf ab, den Reaktor im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur“ automatisch abzuschalten und die Informationen über das Auftreten eines „signifikanten“ Erdbebens an den Kontrollraum weiterzuleiten.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht aus:

- Ersetzen der Beschleunigungsmesser, die zum automatischen Abschalten des Reaktors bei Erschütterungen dienen, durch ein robustes, erdbebensicheres Modell ohne programmierte elektronische Bauteile
- einen neuen Beschleunigungsmesser im Elektroraum installieren,
- Versorgung des neuen Beschleunigungsmessers mit einer für Erdbeben ausgelegtem Hard Core-Stromversorgung,
- Übermittlung der Informationen über das Auftreten eines bedeutenden Erdbebens und einen Sensorfehler an die zusätzliche Signal- und Steuertafel im Kontrollraum über zwei Leuchtanzeigen.

Bezeichnung	Erdbebensicherheit des Kernbereichs von Rohrleitungen
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle ohne und mit Kernschmelze, Brennelementlagerbecken
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel:** Gewährleistung der Erdbebensicherheit des Kernbereichs der Rohrleitungen, die im Kernbereich intakt bleiben müssen.

**Technische Erläuterung:** Die Anordnung dient dazu, die Erdbebensicherheit des Kernbereichs der Rohrleitungen im Kernbereich zu gewährleisten. Die vorgeschlagene Anordnung besteht darin, die Halterungen der betroffenen Rohrleitungsabschnitte bei Bedarf zu ändern.

*Verstärkung der  
Rohrhalterungen*



Bezeichnung	Erdbebensicherung des Kernbereichs des Hauptprimärkreislaufs, des Sekundärkreislaufs und Unterstützung bei der Einreichung von Zulassungsunterlagen
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle ohne und mit Kernschmelze
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel:** Gewährleistung der Erdbebensicherheit des Kerns des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs sowie Gewährleistung der Einhaltung der Kriterien der behördlichen Referenzunterlagen für die Rohrleitungen dieser Kreisläufe.

**Technische Erläuterung:** Die Anordnung dient dazu, die Erdbebensicherheit des harten Kerns des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs (CPP/CSP) zu gewährleisten und die Einhaltung der Kriterien der vorgeschriebenen Referenzunterlagen für die Rohrleitungen des CPP/CSP sicherzustellen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Halterungen der betroffenen Rohrleitungsabschnitte bei Bedarf zu ändern.

Bezeichnung	Belastbarkeit bei harten Kernfällen (einschließlich Erdbeben mit hartem Kern)
Thema	Aggressionen (Erdbeben)
Typ	Bestimmungen zum harten Kern, um die Vorschriften [AGR-F] und/oder [ND-C] zu erfüllen, die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. Überprüfung 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

**Ziel: Robustheit bestimmter Ausrüstungen, die zum harten Kern gehören, gegenüber Situationen des harten Kerns.**

**Technische Erläuterung:** Als Reaktion auf die Vorschriften [AGR-F] und/oder [ND-C] wird EDF Maßnahmen ergreifen, um bestimmte Ausrüstungen, die zum Kern gehören, für Kernlastfälle widerstandsfähig zu machen.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen umfassen insbesondere die Verstärkung von Halterungen oder Verankerungen oder den Austausch von Materialien durch Materialien, die robust gegenüber Kernlastfällen sind.

Weitere Maßnahmen bestehen in der Verstärkung bestimmter Bauelemente, um die Robustheit der betreffenden Bauwerke gegenüber Kernlastfällen zu gewährleisten. Es werden verschiedene Arten von Verstärkungen hinzugefügt (Kohlefasergewebe, Stahlbeton-Gegenwand, Betonverdickung, Verstärkung eines gemauerten Portals).

Um bestimmte Rohrleitungen zu behandeln, die nicht zum Kernbereich gehören, aber mit Kernbereichssystemen verbunden sind, sehen die vorgeschlagenen Maßnahmen vor, Vorrichtungen zur automatischen Isolierung der nicht robusten Leitungsabschnitte hinzuzufügen. Diese Leitungsabschnitte sind mit dem Wasseraufbereitungs- und Kühlsystem der Schwimmbäder (PTR) verbunden.



Verstärkung der Trennwände

Bezeichnung	Elektrische Markierung (RRB) und Austausch der Füllstandsmessungen des PTR-Tanks
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle ohne und mit Kernschmelze
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel: Gewährleistung der Erdbebensicherheit Kernbereich der erforderlichen Maßnahmen in Kernbereichssituationen und Ausrüstung für den Einsatz bei Kälte.**

**Technische Erläuterung:** Die Wasserstandsmessungen im Becken des Wasseraufbereitungs- und Kühlsystems der Schwimmbäder (PTR) kommen in Notfällen zum Einsatz, wenn die Umschaltvorrichtung zur Umwälzung in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes aktiviert wird, nachdem das Wasser aus dem PTR-Becken in den Reaktor geleitet wurde.

Diese Anordnung soll die Erdbebensicherheit eines der Wasserstandsmessgeräte im PTR-Becken, das Teil des Hard Core ist, gewährleisten. Die Anordnung soll auch die Verfügbarkeit der elektrischen Begleitheizung bestimmter Leitungen im Falle eines Erdbebens während der kalten Jahreszeit gewährleisten.

Insbesondere gewährleistet diese Bestimmung die Funktionsfähigkeit der PTR-Messungen in solchen aggressiven Situationen, indem sie jegliches Risiko einer Kristallisation von Bor in den Messleitungen, die PTR-Wasser enthalten, verhindert. Die vorgeschlagene Bestimmung sieht vor, einen der vier PTR-Wasserstandssensoren durch einen als „Noyau Dur“ (Hartkern) qualifizierten Sensor zu ersetzen.

Die Bestimmung betrifft auch das System zur Beheizung der borhaltigen Wasserleitungen (RRB): Die Stromversorgung mehrerer Heizkabel wird geändert und einige werden ersetzt, um deren einwandfreie Funktion zu gewährleisten und somit die elektrische Begleitheizung der Leitungen sicherzustellen, die im Falle eines Erdbebens bei kalter Witterung oder einer verschlechterten Kern-Hart-Situation erforderlich ist.

Bezeichnung	Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Lagerbecken des , robust gegenüber dem Hartkern
Thema	Sicherheit / Brennstoffbecken
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel:** Verfügbarkeit einer Messung zur Beurteilung des Zustands des Brennstofflagers in einer Hardcore-Situation, um die Wasserzufuhr zum Lager zu steuern.

**Technische Beleuchtung:** Die vorgeschlagene Anordnung besteht darin, analoge Messgeräte zu installieren, mit denen der Füllstand des Brennelement-Lagerbeckens vom normalen Betriebsniveau bis zur Oberkante der gelagerten Brennelemente gemessen werden kann.

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

Die Messung wird im Kontrollraum an die Anzeige- und Zusatzsteuertafel im Rahmen der Anordnung „Hard Core New Control-Command“ weitergeleitet.

Bezeichnung	Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen in Schwimmbädern BR
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle ohne Kernschmelze, Schwimmbad mit brennbarem Material
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel:** Bereitstellung der erforderlichen Maßnahmen zur Durchführung eines Szenarios zum Verlust der Kühlung des Reaktorgebäudebeckens in einer Hardcore-Situation.

**Technische Erläuterung:** Die vorgeschlagene Anordnung zielt darauf ab, die Alles-oder-Nichts-Messkette für den Wasserstand im Becken des Reaktorgebäudes (BR) in Hard-Core-Situationen robust zu machen. Diese Maßnahme kommt in der Hard-Core-Steuerung im Stillstand zum Tragen, wenn es zu einem Kühlungsverlust im BR-Becken kommt.

Der vorhandene Füllstandssensor mit drei Schwellenwerten ist nach Überprüfung in seinem aktuellen Zustand qualifiziert. Er wird an die Hardcore-Steuerung angeschlossen, um die Informationen an den Kontrollraum, an die Signalanzeige und an die zusätzlichen Hardcore-Steuerungen weiterzuleiten.



Bezeichnung	Dampfauslass im Hardcore-Modus
Thema	Sicherheit / Brennstoffbecken
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Vermeidung einer Druckbeaufschlagung der Gebäude durch Dampf, der beim möglichen Überkochen der Becken entsteht, für Situationen mit hartem Kern, die im Zustand „Stillstand zum Nachladen“ auftreten.**

**Technische Erläuterung:** Für Situationen, in denen sich der Kern im Zustand „Abgeschaltet zum Nachladen“ (APR) befindet, plant EDF, die Restwärme der Brennelemente abzuleiten, indem das Becken des Reaktorgebäudes (BR) durch das Lagerbecken für Brennelemente über die in dieser Konfiguration geöffnete Transferleitung durch Schwerkraft wieder aufgefüllt wird (siehe Anordnung „Zusatzkern zu den Becken BR und BK“). Um eine Druckbeaufschlagung der Gebäude durch den Dampf zu vermeiden, der durch das mögliche Sieden der Becken entsteht, werden eine Schleuse des BR und ein Auslass des Brennstoffgebäudes (BK) geöffnet. Anschließend wird eine Rückkehr zur Kühlung durch die mobile Kühlanlage „PTR bis“ vorgesehen, die von der FARN vor Ort gebracht wird. Dies ermöglicht sowohl die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens als auch des BR-Beckens nach einer entsprechenden Ausleitung, wodurch das Sieden schließlich gestoppt wird und im BR und BK wieder normale Bedingungen herrschen.

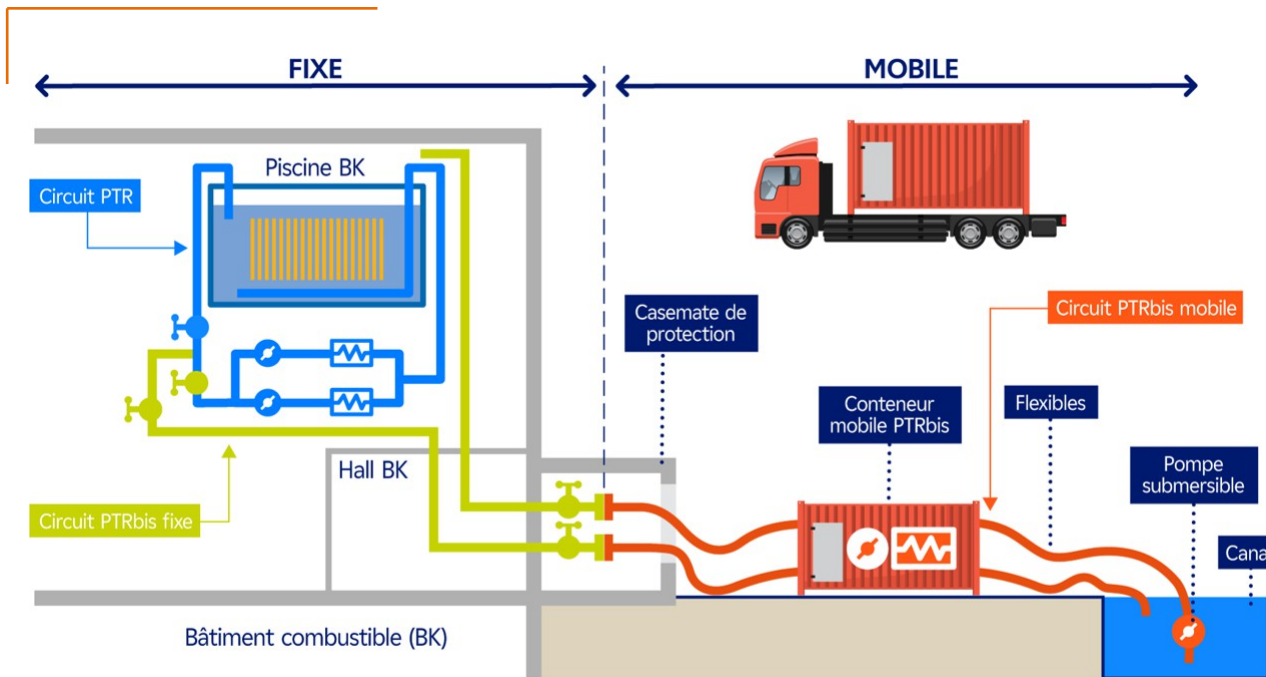
Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, den Einsatzkräften vor Ort eine Vorrichtung zur Offenhaltung der BR-Schleuse auf Bodenhöhe 0 Meter zur Verfügung zu stellen, um ein ungewolltes Wiederschließen der Schleuse zu verhindern.

Titel	Aufstockung des Kerns über dem Brennstofflagerbecken
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Trennung der Funktionen „normale Kühlung des Brennstofflagerbeckens“ und „Zusatzkühlung des Kerns im Wasser des Brennelement-Lagerbeckens“.**

**Technische Erläuterung:** Für die Zusatzfunktion „Hard Core“ im Brennstofflagerbecken durch die allgemeine Wasserquelle wird eine Konstruktionsänderung geprüft, um die Wasserzufuhr über eine spezielle Leitung von oben in das Becken sicherzustellen. Diese neue Konstruktion ermöglicht eine Trennung der Funktionen. „Normale Kühlung des Brennelementbeckens“ und „Noyau Dur-Zusatz im Brennelementbecken“. Außerdem ermöglicht es eine gleichmäßige Verteilung des kalten Wassers im Becken über einen Zusatz am oberen Beckenrand und verhindert jegliches Risiko eines Kälteschocks für die Beckenauskleidung.

Die vorgeschlagene Anordnung besteht darin, die gemeinsame Druckleitung der Anordnungen „PTR bis“ und „Hardcore-Wasserzusatz zum Brennelementbecken“ nicht mehr an die Druckleitung der normalen Kühlung des Brennelementbeckens anzuschließen, sondern diese gemeinsame Leitung am oberen Ende des Beckens münden zu lassen.



Hardcore-Zusatz von oben in den Brennelementlagerbecken  
(dargestellt durch die grünen Rohrleitungen auf der rechten Seite des Brennstofflagers im Schema)

Bezeichnung	Schutzmaßnahmen gegen Tornados Harter Kern
Thema	Sicherheit / Angriffe
Typ	Materielle Vorkehrungen
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

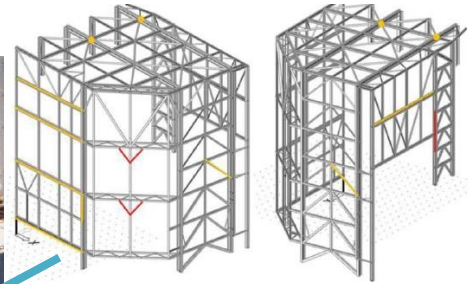
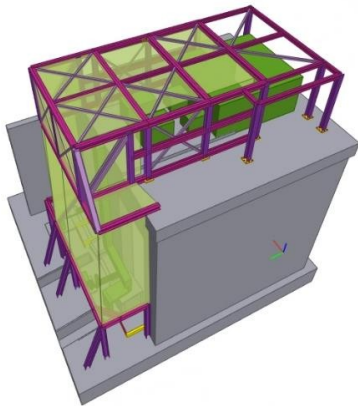
**Ziel:** Gewährleistung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegenüber einem Tornado der Stufe „Noyau Dur“ (harter Kern).

**Technische Erläuterung:** Der Hard Core muss gegen einen Tornado der Stufe Hard Core (Stufe EF3 auf der Fujita-Skala für das Kernkraftwerk Bugey) robust sein. Dies beinhaltet den Schutz der Strukturen, Systeme und Komponenten des harten Kerns vor den direkten Auswirkungen eines Tornados der Stufe „Hard Core“ (z. B. dynamischer Winddruck, Unterdruck, der zu einer Beschädigung der Lüftungskanäle führen kann) oder den indirekten Auswirkungen (umherfliegende Trümmer) des Tornados.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin,

- zusätzliche physische Schutzvorrichtungen anzubringen,
- oder die anfälligen Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) des Kernbereichs zu verstärken.

Die Schutzarten sind an jede Art von SSC angepasst. Die wichtigsten Schutzarten werden außerhalb der Räumlichkeiten eingesetzt und bestehen aus dem Anbringen von metallischen Schutzstrukturen (verstärkte Gitter, Stahlnetze, Metallgerüste, Gitterroste, Sonstiges) vor den zu schützenden Kernbereichseinrichtungen (Teile von Rohrleitungen, Kabelkanälen oder Sonstiges), insbesondere dem Tank des Wasseraufbereitungs- und Kühlsystems der Schwimmbecken (PTR) und dem Brennstoffgebäude (BK).



Schutz vor dem „Hard Core“-Tornado:  
Foto der aktuellen Anlage  
und Prinzipskizze der Verstärkungen der Dachkonstruktion (durch Netzplatten  
oder Gitterplatten).

Bezeichnung	220-V-Steckdosen im Kontrollraum, gesichert durch das DUS
Thema	Sicherheit / Übergriffe, Unfälle ohne und mit Verschmelzung, Übergriffe, Brennstoffbecken
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Stromversorgung verschiedener Geräte, die im Krisenmanagement nützlich sind.**

**Technische Erläuterung:** Der Notstromdiesel (DUS) stellt nun eine zusätzliche Stromquelle an den Standorten der EDF dar. Die Anordnung zielt darauf ab, den DUS zu nutzen, um die Stromversorgung verschiedener für das Krisenmanagement nützlicher Geräte (insbesondere Telekommunikationsgeräte, persönliche oder kollektive Schutzausrüstung) mit 220 V zu ermöglichen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, neue 220-V-Steckdosen, die vom DUS versorgt werden, in der Nähe des Reaktorsteuerungsraums zu schaffen und elektrische Abgänge, elektrische Umwandlungsgeräte, Unterverteilungen (elektrische Verteilung und Schutz) und die erforderlichen Anschlüsse (Steckdosenleisten) zu installieren.

Bezeichnung	Lokales Krisenzentrum (CCL)
Thema	Sicherheit / Übergriffe, Unfälle ohne und mit Verschmelzung, Brennstoffspeicher
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

**Ziel: Stärkung der Krisenbewältigungsmaßnahmen, damit der Betreiber eine größere Krise (insbesondere eine Krise, die mehrere Reaktoren betrifft) langfristig bewältigen kann.**

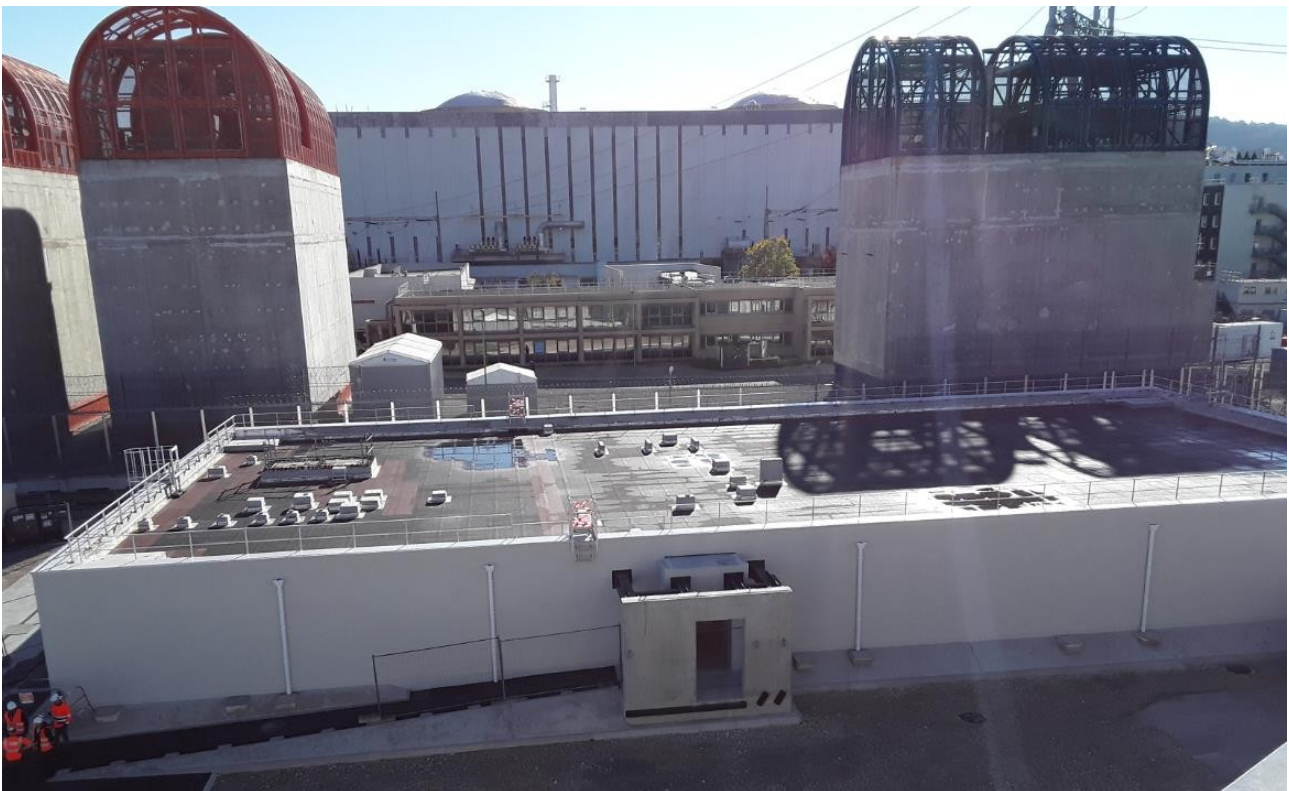
**Technische Erläuterung:** Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe schlägt EDF vor, die Krisenmaßnahmen durch den Bau eines neuen lokalen Krisenzentrums (CCL) an jedem Standort zu verstärken, damit der Betreiber des Standorts eine größere Krise (insbesondere ein Krisenmanagement für mehrere Reaktoren) langfristig bewältigen kann. Dieses Gebäude gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Zugänglichkeit, Autonomie und Wohnbarkeit. Es ist so dimensioniert, dass es den für den Hartkern vorgesehenen externen Einwirkungen standhält.

Das CCL schützt seine Bewohner vor einer radiologischen Belastung von außen und innen (im Zusammenhang mit Kontamination) sowie vor chemischen Risiken. Es verfügt über:

- über einen passiven Schutz und ein Filtersystem, das den Gehalt an Kontaminations-/Bestrahlungsquellen reduziert und für den Fall einer vollständigen Kernschmelze in einem Reaktor des Standorts ausgelegt ist,
- einen Dekontaminationsbereich, um die dosimetrischen Bedingungen im Inneren des CCL nicht zu beeinträchtigen, falls die Außenumgebung besonders kontaminiert ist,
- einer autonomen Stromversorgung durch einen Notstromgenerator und Batterien,
- einer Stromversorgung des CCL von außen über die FARN,
- eine automatische Weiterleitung der für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen für alle Reaktoren des Standorts.

Was den letzten Punkt betrifft, so werden Änderungen an der Architektur des Computernetzwerks der Standorte sowie die Einrichtung einer computergestützten Überwachungsarchitektur es den Krisenteams ermöglichen, die Daten des Standorts abzurufen und die entsprechenden Anzeigen zu installieren.

Sollte die automatische Übermittlung der Informationen nicht mehr gewährleistet sein, sieht die Bestimmung andere materielle Mittel und organisatorische Vorkehrungen vor, um die für das Krisenmanagement erforderlichen Daten weiterzuleiten.



Lokales Krisenzentrum des Kernkraftwerks Bugey



Bezeichnung	Langfristige Kühlung des Kontrollraums
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfall ohne und mit Kernschmelze, BK-Becken
Typ	Zu prüfende Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel: Gewährleistung der langfristigen Kühlung des Kontrollraums in einer Kernschmelzsituation**

**Technische Beleuchtung:** Es werden Studien zu den Temperaturbedingungen im Elektroraum und insbesondere im Kontrollraum durchgeführt, und zwar mittel- und langfristig, in Situationen, in denen der Kernbereich ohne normale Kühlung (Ausfall der Kältequelle) über einen längeren Zeitraum ausfällt.

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



Foto eines Kontrollraums im Kraftwerk Bugey



### 3.1.2.5.2. Weitere Maßnahme

Die folgende Maßnahme betrifft mehrere Sicherheitsziele.

Titel	Zugänglichkeit für Einsatzkräfte in Unfallsituationen für Maßnahmen vor Ort
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typ	Materielle Bestimmungen und Bestimmungen, die derzeit geprüft werden, als Folge der Untersuchungen aufgrund der Anordnung [FOH-B] der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG 900
Anwendbarkeit	Generisch Stufe

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

**Technische Erläuterung:** Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass die im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit betrachteten Situationen nicht zu einer Veränderung der Umgebungsbedingungen führen, die die Durchführung der vor Ort von den Einsatzkräften zu ergreifenden Maßnahmen (notwendige Maßnahmen zur Bewältigung dieser Unfallsituationen) 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.

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

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

Für diese Räume sieht die Bestimmung vor, sie endgültig von der Belüftung der Überlebensinsel zu trennen und an ein anderes Belüftungssystem anzuschließen. Die Bestimmung sieht vor, bestimmte Teile der Lüftungskanäle und die dazugehörigen Anlagen zu ändern.

Die im Rahmen der von der ASN erlassenen Vorschrift [FOH-B] durchgeführten Studien, in der EDF aufgefordert wird, die tatsächliche Fähigkeit der Betreiber zu überprüfen, Zugang zu den Räumlichkeiten zu erhalten und dort die erforderlichen Maßnahmen zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls, eines Unfalls mit Kernschmelze oder eines Angriffs durchzuführen, bestätigen die Angemessenheit der vorgesehenen Vorkehrungen.

## 3.2. Bestimmungen zum Abschnitt „Nachteile“

---

Dieser Teil der regelmäßigen Überprüfung bezieht sich auf die Beherrschung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen, Abfällen sowie den von ihr verursachten Belästigungen (Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Vibrationen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen) mit sich bringt.

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

- einerseits eine Überprüfung der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie eine Bewertung der Erfahrungen mit ihrem Betrieb im letzten Jahrzehnt,
- andererseits eine Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb für die Gesundheit und die Umwelt mit sich bringt.

In Dokument Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung wird der Inhalt des Abschnitts „Nachteile“, insbesondere bestimmte Maßnahmen, die seit der letzten Überprüfung bereits umgesetzt wurden. EDF schlägt keine Maßnahmen zu diesem Thema vor.

## 3.3. Bestimmungen zur langfristigen Erhaltung der Anlagen

Für den langfristigen Erhalt der Anlagen sieht das Industrieprogramm von EDF Folgendes vor:

- den Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht ersetzbarer Materialien nach 40 Jahren (Reaktorbehälter und Sicherheitsbehälter)
- die Eignung der austauschbaren Materialien für die Erfüllung ihrer Funktion nach 40 Jahren nachzuweisen oder sie entweder auszutauschen oder zu renovieren,
- den Nachweis der Aufrechterhaltung der Qualifikation der betreffenden mechanischen und elektrischen Materialien oder gegebenenfalls deren Austausch oder Erneuerung.

EDF schlägt folgende Maßnahmen zur langfristigen Erhaltung der Anlagen vor.

Bezeichnung	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen KRT-Kette mit hohem Gammastrahlungsfluss BR
Thema	Aufrechterhaltung der Qualifikation
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemeines Lager

**Ziel: Sicherstellung der Qualifizierung einer Messkette für die Aktivität im Reaktorgebäude unter Unfallbedingungen nach mehr als 40 Jahren Betrieb.**

**Technische Erläuterung:** Die Messkette zur Überwachung der „hohen Gammastrahlung“ im Reaktorgebäude (die zum System zur Überwachung der Radioaktivität des KRT-Reaktors gehört) ermöglicht es, die Gammastrahlendosis in der Luft des Reaktorgebäudes ab Beginn eines Unfalls zu messen und deren Entwicklung zu verfolgen. Die Maßnahme zielt darauf ab, die Qualifizierung dieser Kette für Unfallbedingungen nach mehr als 40 Jahren Betrieb sicherzustellen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, bestimmte Komponenten zu ersetzen, deren Qualifikation nicht nachgewiesen werden kann: Messgerät, Anschlusskasten sowie das digitale Iktometer<sup>8</sup>.

Titel	Aufrechterhaltung der Qualifikation von Schränken und Gehäusen des der Notstromversorgung
Thema	Aufrechterhaltung der Qualifikation
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

**Ziel: Gewährleistung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen für Schaltschränke und Verteilerkästen, die mit dem Notstromversorgungssystem verbunden sind, über einen Betriebszeitraum von mehr als 40 Jahren hinaus.**

**Technische Erläuterung:** Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Komponenten zu ersetzen, für die keine Verlängerung der Qualifizierung ausgesprochen werden konnte. Die laufenden Qualifizierungsstudien werden bestätigen, ob diese Maßnahme erforderlich ist oder nicht.

<sup>8</sup> Ein Iktometer ist ein Gerät zur Messung ionisierender Strahlung.



Kernkraftwerk Bugey, Ain Copyright EDF /  
CONTY Bruno

Dieser Anhang enthält die vom Betreiber vorgeschlagenen und in §3 näher erläuterten Bestimmungen.

<b>Bestimmungen zur Risikokontrolle (§3.1)</b>
<b>Bestimmungen zur Konformität der Anlage (§3.1.1)</b>
Leistungsreserve der Dieselmotoren bei Hitzewellen: Vernebelung
Leistungsspielraum der Dieselmotoren: Spielraum von mindestens 5 % gegenüber der erforderlichen Leistung
<b>Bestimmungen für Unfälle ohne Kernschmelze (§3.1.2.1)</b>
UO2-Stäbe mit auf 16 bar reduziertem Fülldruck
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit bei Unfällen
Änderung des Verhaltens bei einem Unfall mit Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV)
Berücksichtigung der Senkung der Aktivitätsgrenze des Primärkreislaufs für Jod 131 im Sicherheitsbericht
Überprüfung der kritischen Flusskorrelation für verformte Brennelemente
Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelementkassette
Erweiterung der Studien im ergänzenden Bereich
Hinzufügen einer Vorrichtung zur Entnahme der Primärflüssigkeit im Stillstand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtungskreislauf der Primärpumpen)
Einbau einer Entnahmestelle am Doppelmantel der RIS- und EAS-Kreisläufe
<b>Bestimmungen zu Angriffen (§3.1.2.2)</b>
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Angriffe
Verringerung der Wärmebelastungen
Ansteuerung des Absperrventils des Wasserstoffkreislaufs durch die Brandmeldeanlage (Gefahr eines entzündeten Wasserstoffstrahls)
Zusätzliche Brandschutzmaßnahmen
Verbesserung der Robustheit der Anlage hinsichtlich der Brandgefahr
Schutz des Brennstofflagers vor Brandgefahr
Schutz von Räumlichkeiten, die empfindlich auf die Nichtverfügbarkeit von fest installierten Sprinkleranlagen reagieren
Renovierung des Brandschutzsystems der Rückfallklappen der Fahrbahn A
Verhinderung der Gefahr einer internen Explosion
Funktionale Analysen der nuklearen Sicherheit hinsichtlich der internen Explosion und Prävention der Gefahr im Reaktorgebäude
Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung in Situationen mit hoher Hitzeentwicklung und Temperaturen über den Auslegungswerten
Begleitheizung (Heizkabel) für Wasserleitungen
Schutz vor Tornados (Gitter)
Verhinderung von Überschwemmungen im Innenbereich und Rohrleitungsausfällen
<b>Bestimmungen für das Zwischenlagerbecken „BK“ (§3.1.2.3)</b>
Einrichtung einer Vorrichtung zur Dämpfung des Aufpralls von Verpackungen mit abgebrannten Brennelementen



Brandschutzvorrichtung zwischen den beiden Kühlpumpen des BK-Beckens
Zusätzliche Studien zur Sicherheit der Schwimmbecken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennelementlagergebäude (BK)
Rückkehr zu einem Zustand ohne Siedeverzug im BK-Becken nach einem Unfall oder einer Störfall
Ergänzende Studie zum Erdbebenrisiko
<b>Bestimmungen für Unfälle mit Kernschmelze (§3.1.2.4)</b>
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze
Ersatz bestehender Materialien, die nicht für Unfälle mit Kernschmelze qualifiziert sind
Festinstallierte Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser
Einbau einer Einspritzleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage
Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementlager in das Reaktorgebäude
Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sumpfbeckens des Reaktorgebäudes
Elektrische Notversorgung der Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung einer Corium-Ausbreitungserkennung im Instrumentenraum des Reaktorkerns (RIC)
Verstärkung der Wände zwischen dem Raum für die interne Instrumentierung des Reaktorkerns und dem Bereich der Sammelbecken des Reaktorgebäudes
Einbau von Körben aus Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sickerwasserauffangbecken des Reaktorgebäudes
Verstärkung der Belüftungs- und Filteranlage des Behälters U5 für Erdbeben der Stufe SMS
Zusätzliche Wasserinjektion zusätzlich zu der des PTR
Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten Elektroräumen der Sicherheitsstrecke B befinden
<b>Querverlaufende Sicherheitsvorkehrungen mit mehreren Sicherheitszielen (§3.1.2.5)</b>
<b>Bestimmungen für den harten Kern (§3.1.2.5.1)</b>
Hardcore-Verhalten
Hardcore-Steuerung und -Kontrolle
Stromverteilung Kernbereich
Notstromversorgung für Dampferzeuger des Kernbereichs (ASG-ND) und Notstromversorgung für die Becken BR und BK
Einspritzpumpe für die Dichtungen der primären Motorpumpengruppen „Kernbereich“ (PIJ-ND)
Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruck-Borierung in Kernbereichssituationen
Erkennung einer Situation mit vollständigem Ausfall der Kältequelle (H1), die erdbebensicher ist Kernbereich
Automatische Abschaltung des Reaktors und Meldung eines „signifikanten Erdbebens“, robust im Hartkern
Robustheit gegenüber Erdbeben im Kernbereich der Rohrleitungen
Erdbebensicherheit des Hartkerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der Stützen DRR (Dossier de Référence Réglementaire, Referenzdokument für Vorschriften)
Robustheit gegenüber Lastfällen im Kernbereich (einschließlich Erdbeben im Kernbereich)

Elektrische Begleitheizung (RRB) und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Auffangwanne
Hinzufügen einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennstofflagerbecken, robust gegenüber Kernhärte
Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im BR-Becken
Dampfauslass in Hardcore-Situation
Nachfüllen von Hartkern von oben aus dem Brennstofflagerbecken
Erdbebensicherheit über das Erdbeben hinaus Hartkern
Schutz vor Tornados im Hartkern
220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die durch das DUS gesichert sind
Lokales Krisenzentrum (CCL)
Langfristige Kühlung des Kontrollraums
<b>Sonstige Vorkehrungen (§3.1.2.5.2)</b>
Zugänglichkeit für Einsatzkräfte im Notfall für Maßnahmen vor Ort
<b>Bestimmungen zur Begrenzung der Nachteile (§3.2)</b>
Nicht zutreffend
<b>Bestimmungen zur Fortsetzung des Betriebs nach 40 Jahren (§3.3)</b>
Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen KRT-Kette mit hohem Gammastrahlungsfluss BR
Beibehaltung der Qualifikation der Schränke und Gehäuse des Stromverteilungssystems der Notstromversorgung

# ANHANG 2: ÜBERSICHT



Kernkraftwerk Bugey, Ain Copyright EDF /  
COLIN Mathieu / TOMA

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



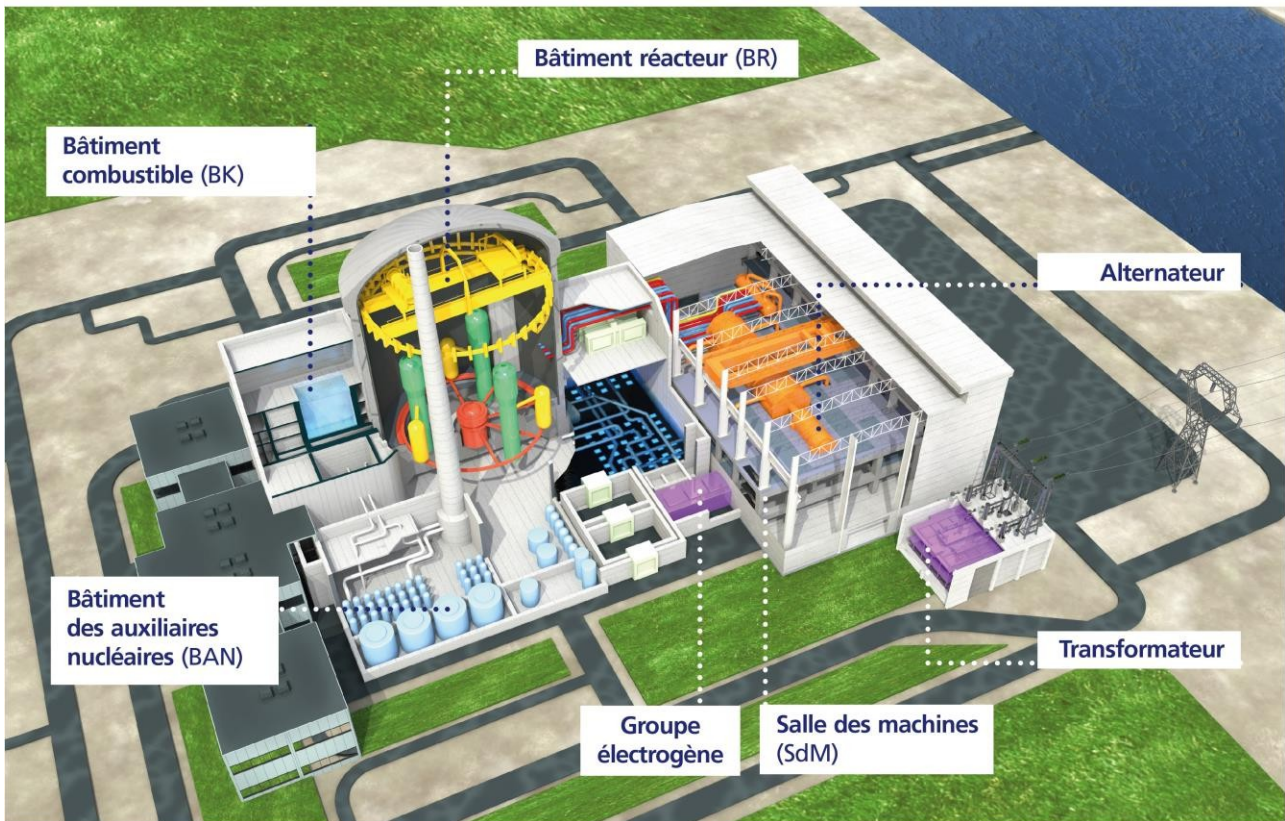


Abbildung 3. Anordnung der wichtigsten Gebäude eines Kernkraftwerks

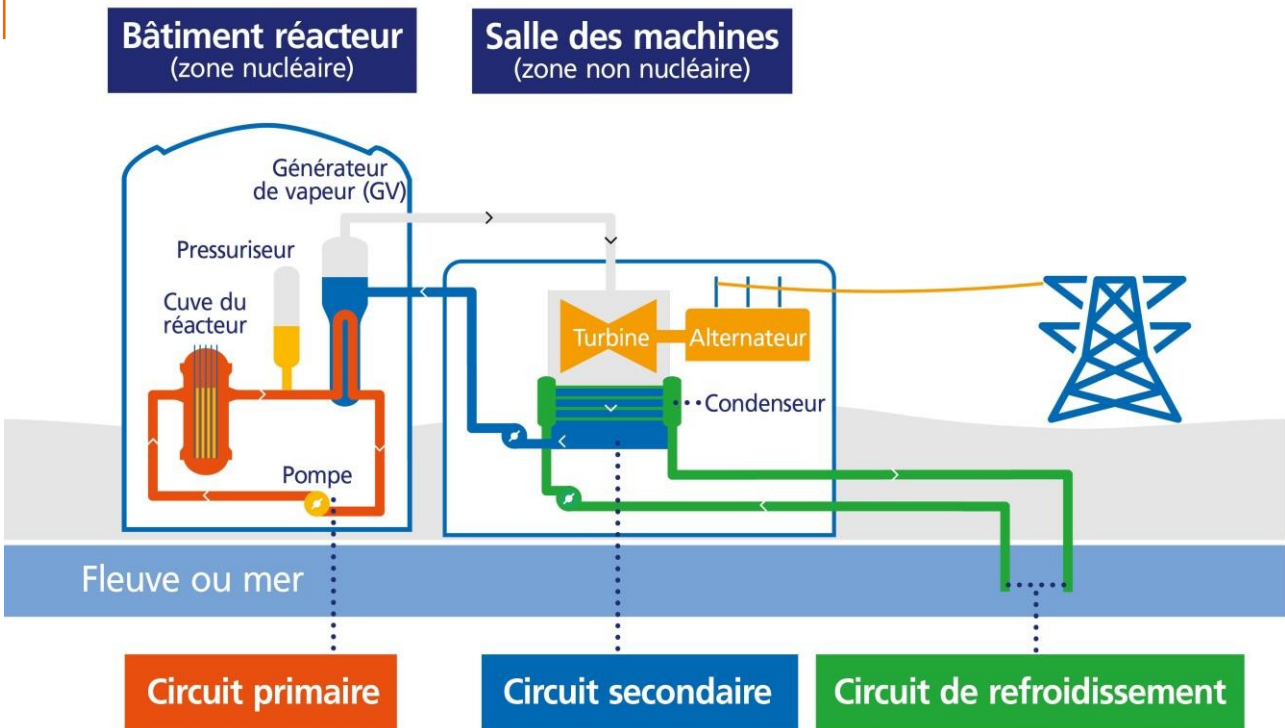


Abbildung 4. Funktionsweise eines Kernkraftwerks

## RÉACTEUR EN FONCTIONNEMENT NORMAL Principaux circuits annexes

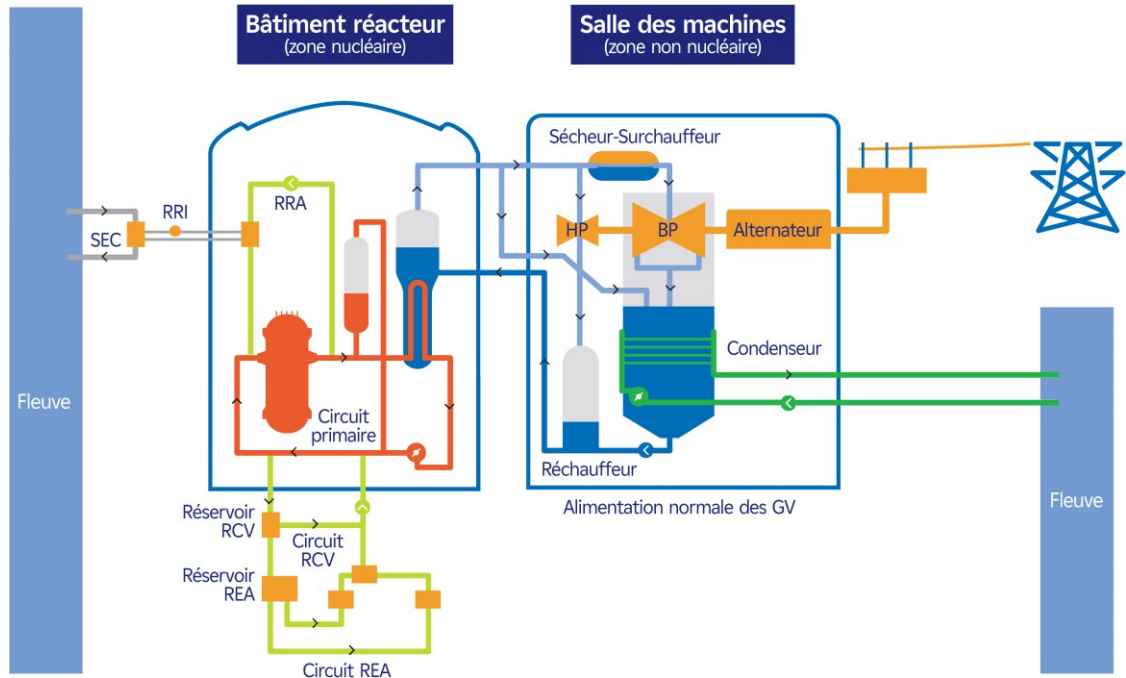


Abbildung 5. Reaktor im Normalbetrieb: Hauptkreisläufe

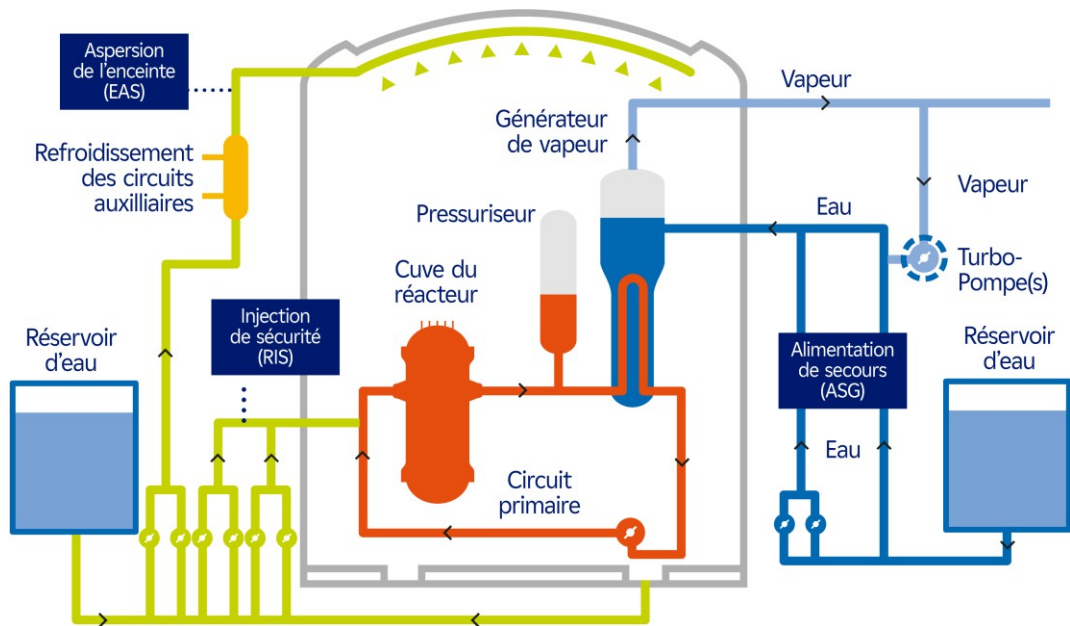


Abbildung 6. Sicherheitssysteme: 3 Hauptkreisläufe (ASG, RIS, EAS)





EDF SA  
22-30 avenue de Wapram 75382  
Paris cedex 08 - Frankreich  
Kapital von 2.084.365.041 *Euro*  
552 081 317 R.C.S. Paris