

# Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4-periodische Überprüfung



**Dokument 3** – Beschreibung  
der vom Betreiber im Anschluss an die  
regelmäßige Überprüfung vorgeschlagenen  
Maßnahmen



# Inhaltsverzeichnis



<b>1</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>03</b>		
<b>2</b>	<b>Verbesserung der nuklearen Sicherheit bei der 4- periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generatorreihe .....</b>	<b>04</b>		
<b>3</b>	<b>Vom Betreiber vorgeschlagene Maßnahmen im Anschluss an die 4- periodische Überprüfung .....</b>	<b>06</b>		
<b>-</b>	<b>3.1 Maßnahmen im Zusammenhang mit dem „Risiken“ .....</b>	<b>07</b>		
	3.1.1 Bestimmungen zur Konformität der Anlage .....	07		
	3.1.2 Bestimmungen zur Neubewertung der Sicherheitsstufe .....	07		
	3.1.2.1 Bestimmungen für Unfälle ohne Kernschmelze .....	07		
	3.1.2.2 Bestimmungen zu Angriffen .....	12		
	3.1.2.3 Bestimmungen bezüglich des Lagerbeckens für Brennelemente .....	18		
	3.1.2.4 Bestimmungen zu Unfällen mit Kernschmelze .....	21		
	3.1.2.5 Querschnittssicherheitsmaßnahmen mehrere Sicherheitsziele betreffend .....	29		
	3.1.2.5.1 Kern-Sicherheitsmaßnahmen .....	29		
<b>-</b>	<b>3.2 Bestimmungen zum Bereich „Nachteile“ .....</b>	<b>40</b>		
<b>-</b>	<b>3.3 Bestimmungen zur zeitlichen Aufrechterhaltung der Anlagen .....</b>	<b>41</b>		
	<b>Anhang 1: Liste der des Betreibers .....</b>	<b>42</b>		
	<b>Anhang 2: Übersichten .....</b>	<b>44</b>		





# Einleitung

## 1.

Dieses Dokument beschreibt die von EDF im Anschluss an die 4 periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vorgeschlagenen Maßnahmen. Es ist Teil Nr. 3 der Unterlagen für die öffentliche Anhörung zum Bericht dieser Überprüfung und entspricht somit Artikel R. 593-62-4 des Umweltgesetzbuchs:

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



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



# 2.

## Verbesserung der der nuklearen Sicherheit bei der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generatorenreihe

Das Dokument Nr. 1 „Präsentationsvermerk“ der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung erläutert den von EDF für die 4. periodische Überprüfung der Kernreaktoren der 900-MWe-Klasse (RP4 900) dar, und zwar in drei Hauptbereichen:

- 1. Der Bereich „Risiken“:
  - Überprüfung der Konformität der Anlage hinsichtlich der für sie geltenden Anforderungen und Vorschriften;

Erhöhung des Niveaus der nuklearen Sicherheit durch die allgemeine Ausrichtung des RP4 900 auf die Sicherheitsziele, die für Reaktoren der 3. Generation festgelegt wurden, wobei der Referenzreaktor von EDF der EPR in Flamanville 3 ist. Diese Ausrichtung wurde in vier technische Ziele unterteilt:

### Technische Ziele der Überprüfung

<p><b>ACCIDENTS SANS FUSION DU COEUR</b></p> <p>Objectifs</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Respecter les critères de sûreté des études d'accidents en intégrant les évolutions des connaissances.</li> <li>■ Tendre vers des niveaux de conséquences radiologiques ne nécessitant pas la mise en œuvre de mesures de protection de la population.</li> </ul>	<p><b>AGRESSIONS</b></p> <p>Objectifs</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ S'assurer de la robustesse des installations à des niveaux d'agressions réévalués à l'occasion du réexamen ainsi qu'aux préconisations internationales (WENRA).</li> <li>■ Viser un risque de fusion du cœur global incluant les agressions de quelques <math>10^{-5}</math> / année réacteur.</li> </ul>
<p><b>ACCIDENTS AVEC FUSION DU COEUR</b></p> <p>Objectifs</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Rendre le risque de rejets précoces et importants extrêmement improbable.</li> <li>■ Eviter les effets durables dans l'environnement.</li> </ul>	<p><b>PISCINE COMBUSTIBLE</b></p> <p>Objectifs</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Rendre le découvrément des assemblages de combustible lors de vidanges accidentelles et de perte de refroidissement extrêmement improbable.</li> </ul>

Die von EDF als Reaktion auf die von der ASN nach dem Unfall im Kernkraftwerk

Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 erlassen wurden, tragen zur Erfüllung der Ziele des RP4 900 bei (siehe §3.1.2.5.1).

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

Die Bestimmungen der regelmäßigen Überprüfung gemäß 4<sup>er</sup> Zielen darauf ab, die im Rahmen dieser Überprüfung festgelegten Ziele für die drei oben genannten Hauptbereiche zu erreichen. Eine Maßnahme umfasst die Studien und Änderungen, die zur Erreichung eines Ziels beitragen. Sie umfasst eine kohärente Reihe grundlegender materieller, betrieblicher oder organisatorischer Änderungen, die im Rahmen der Überprüfung am Reaktor umgesetzt werden.

Gemäß dem Schreiben ASN CO-DEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021 bezüglich der „Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der vierten regelmäßigen Überprüfung“ wird EDF am Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin spätestens sechs Jahre nach Veröffentlichung des Prüfungsberichts alle mit dem RP4 900 verbundenen Maßnahmen umsetzen.

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

- Die Änderungen, die vor (bei laufendem Reaktor) oder während der Abschaltung für die 4<sup>te</sup> Zehnjahresinspektion von Tricastin 3 („Phase A“) umgesetzt werden. Zum Zeitpunkt der öffentlichen Anhörung sind diese Änderungen in Tricastin 3 bereits umgesetzt.

→ Die Änderungen, die nach der Abschaltung im Rahmen der 4. Zehnjahresinspektion von Tricastin 3 umgesetzt werden. Sie sollen entweder

- entweder im Rahmen der „Phase B“, spätestens im Dezember 2026,
- entweder im Rahmen der Phase „Ergänzungen Phase B“, spätestens im Dezember 2026,
- entweder im Rahmen einer spezifischen Parzellierung unter Einhaltung der Frist bis März 2029 (was der Frist von spätestens 6 Jahren nach Vorlage des Prüfungsberichts entspricht).

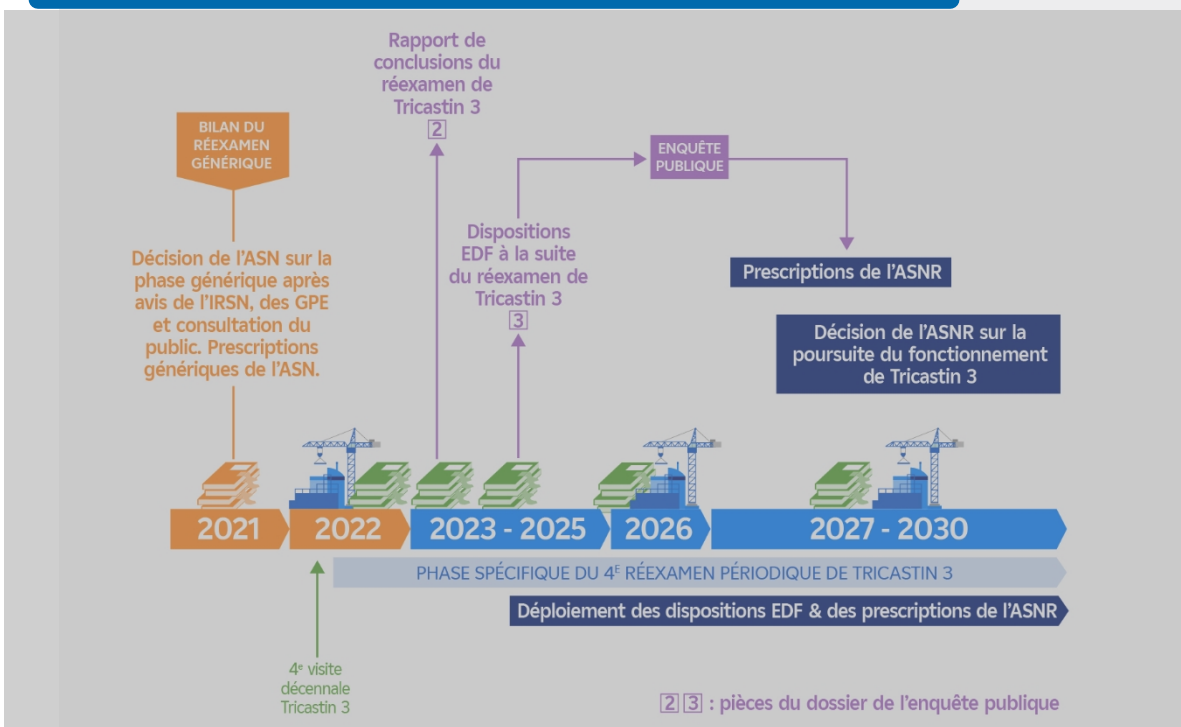
Der Bericht zur Überprüfung von Tricastin 3 (Gegenstand der öffentlichen Anhörung und Anlage 2 der Akte) stellt für jedes Thema die Ziele der Überprüfung dar und nennt die Maßnahmen, mit denen diese Ziele erreicht werden können. Er umfasst sowohl die Maßnahmen der Überprüfung, die vor oder während der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



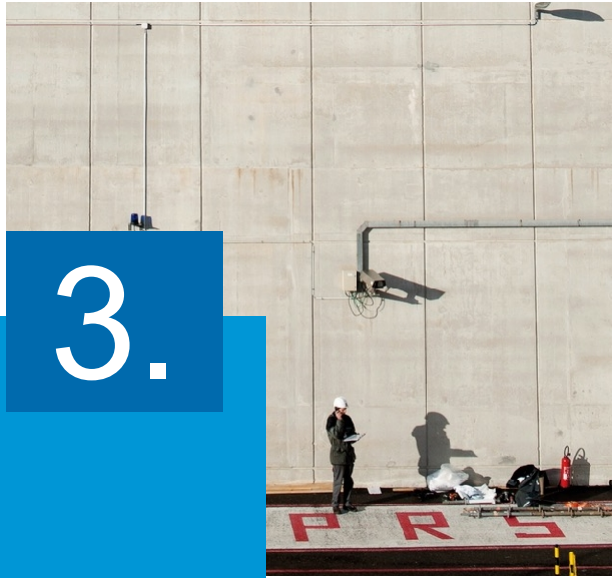
Die von EDF im Anschluss an die 4<sup>te</sup> periodische Überprüfung von Tricastin 3 vorgeschlagenen Maßnahmen sollen im Rahmen eines Industrieprogramms bis 2029 umgesetzt werden.

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

### Die wichtigsten Etappen der 4 periodischen Überprüfung von Tricastin 3



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



# Vom Betreiber vorgeschlagene Maßnahmen im Anschluss an der 4. periodischen Überprüfung

Die vom Betreiber im Anschluss an die 4. periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Tricastin vorgeschlagenen Maßnahmen ergänzen die bereits umgesetzten Maßnahmen.

Sie sind nach Themen gegliedert, entsprechend den drei Hauptbereichen der Überprüfung. Für jede vorgeschlagene Maßnahme werden die Informationen wie folgt dargestellt:

Überschrift	Enthält die Überschrift der vorgeschlagenen Maßnahme
<b>Thema</b>	Gibt das betreffende Hauptthema sowie die technischen Ziele an (für das Thema „Sicherheit“)
<b>Typologie</b>	<p>Stellt die Typologie der Bestimmung dar:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>→ ergänzende Studien, um bestimmte Situationen zu vertiefen. Diese ergänzenden Studien können zu baulichen Maßnahmen und/oder betrieblichen Maßnahmen führen,</li> <li>→ „materielle“ Maßnahmen zur Änderung der Anlagen,</li> <li>→ „Betriebsvorschriften“, bestehend aus Änderungen der Allgemeinen Betriebsvorschriften („RGE“): Vorgaben für den Normalbetrieb, Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls,</li> <li>→ bestimmte Studien sind derzeit im Gange, insbesondere wenn sie den Vorgaben der ASN entsprechen, die diese unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassen hat (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Februar 2021<sup>2</sup>). Derzeitige Informationen zum Stand der Dinge werden bereitgestellt. Die Bestimmung gilt als „in Prüfung“.</li> </ul>
<b>Anwendbarkeit</b>	<p>Gibt die Anwendbarkeit der Bestimmung an:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>→ Generisch Palier: Die Bestimmung betrifft alle Reaktoren des Typs Palier 900 CPY im Rahmen ihrer 4 periodischen Überprüfung,</li> <li>→ Reaktorspezifisch: Die Anordnung betrifft den Reaktor, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist, gilt jedoch nicht für alle Reaktoren der Baureihe 900 CPY. Sie kann mehrere Reaktoren betreffen (beispielsweise alle Reaktoren eines Kraftwerks).</li> </ul>

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

**Technische Erläuterung:** Liefert die technische Erläuterung zur vorgeschlagenen Bestimmung.

<sup>2</sup> Sofern nicht anders angegeben, gelten alle Vorschriften, die im weiteren Verlauf dieses Dokuments genannt werden, stammen aus dieser Entscheidung.

Jede vorgeschlagene Bestimmung trägt zur Verbesserung des Schutzes der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen bei, ohne

dass dies nennenswerte und dauerhafte negative Auswirkungen auf die Umwelt hat.

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

### 3.1.1 Bestimmungen zur Konformität der Anlage

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

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

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

Alle aus den Konformitätsprüfungsverfahren resultierenden Maßnahmen wurden bei diesem Reaktor umgesetzt.

### 3.1.2 Relevante Bestimmungen zur Neubewertung der Gefahrenstufe

#### 3.1.2.1 Bestimmungen bezüglich

##### Unfälle ohne Kernschmelze

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

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

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

Die folgenden Maßnahmen werden zum Thema „Unfälle ohne Kernschmelze“ vorgeschlagen.

<b>Überschrift</b>	<b>Druckanstieg in den Borwasser-Akkumulatoren des Sicherheitsinjektionssystems</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
<b>Typologie</b>	Materielle Regelung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Lager

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

**Technische Erläuterung:** Im Sicherheitsbericht untersucht EDF den Unfall eines Primärkühlmittelverlusts, der durch einen hypothetischen Bruch im Kreislauf verursacht wird. Der Unfall ist durch die Entleerung des Primärkreislaufs gekennzeichnet. Der durch den Bruch verursachte plötzliche Druckabfall im Primärkreislauf kann zu einer Freilegung des Reaktorkerns und zu einem Temperaturanstieg der Brennstäbe führen (siehe Foto auf Seite 9), die dann nicht mehr durch Wasser gekühlt werden.

Ziel dieser Maßnahme ist es, den Druck in den Borwasser-Akkumulatoren des

Sicherheitsinjektionssystems zu erhöhen. Dadurch kann das in diesen Akkulatoren enthaltene Wasser früher im Unfallverlauf in den Primärkreislauf eingespritzt werden, was sich positiv auf die Kühlung der Brennstäbe auswirkt.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Einstellung der Gasversorgungsdruckregler zu ändern, die für die Druckbeaufschlagung der Akkulatoren und des Überströmventils sorgen, sowie die Alarmschwellen „oberer“ und „unterer“ Druck sowie die Kalibrierung der Wasserstandssensoren der Akkulatoren.

<b>Titel</b>	<b>Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit im Hinblick auf Unfälle</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
<b>Typologie</b>	Vertiefung der Studien zum integrierten Sicherheitsnachweis im Sicherheitsbericht und in den Betriebsvorschriften (Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls)
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

**Ziel:** Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen, in den Sicherheitsbericht aufgenommenen Szenarien oder, bei bestehenden Szenarien, gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, 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 Ergebnisse der Beratungen der Ständigen Expertengruppen<sup>3</sup> bezüglich der Kriterien für das Brennstoffverhalten und der Unfallstudien vom 4.<sup>4</sup> Periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren, Verbesserung der Modellierungen physikalischer Phänomene (Verbesserung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Hypothesen oder aus dem EPR. Die Entwicklungen sind insbesondere folgende:

→ Die Einbeziehung neuer Unfalltransienten in den Sicherheitsbericht:

- der Transient bei einem Bruch der Dampfleitung der Kategorie 2 ohne Auslösung der Sicherheitsinjektion (sogenannter Schnittstellenbruch bei der Auslösung der Sicherheitsinjektion),
- der Transient des Brennelementauswurfs ohne automatische Abschaltung des Reaktors durch Anstieg des Neutronenflusses,
- die Transienten bei Bruch von Dampfleitungen im Sekundärkreis bei 100 % Nennleistung, mit und ohne Ausfall der externen Stromversorgung des Kraftwerks,
- den homogenen Verdünnungstransienten infolge eines Rohrbruchs im Wärmetauscherkreislauf der Primärpumpen in allen Betriebszuständen des Reaktors.

→ Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene in bestimmten Studien:

- Einsatz einer Berechnungsmethode, die die physikalischen Phänomene für den Transienten des Entfernens eines Leistungsregelstabs aus dem Reaktorkern genauer simuliert (dreidimensionale Modellierung),
- ergänzende Berechnungen, um das gesamte Spektrum der Bruchgrößen bei Brüchen der Dampfleitungen abzudecken,
- Einführung eines neuen Berechnungscodes zur Abschätzung der langfristigen Ableitung der Restleistung des Reaktorkerns für den Transienten eines Unfalls mit Primärkühlmittelverlust durch einen Zwischenbruch,

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

→ Berücksichtigung der Auswirkungen der Verformung der Brennelemente auf neutronische und thermohydraulische Phänomene. Dieser Nachweis 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, der im „MOX-Paritätsbetrieb“ betrieben wird (Brennstoffmanagementzyklen zur Erhöhung des Schutzes des Reaktorbehälters und sogenannte „variable“ Zyklen).

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

→ Einbeziehung der neuen Auslegungskriterien für das Brennstoffverhalten im Störfall:

- Überprüfung, dass bei einer Beschädigung der Brennstoffhülle kein Brennstoff austritt, für Transienten beim Auswurf von und eines blockierten Rotors einer Primärmotorpumpe,
- Überprüfung, dass am Rand der Brennstofftablette kein Schmelzen auftritt, bei Transienten des unkontrollierten Rückzugs beim Anfahren und des Auswurfs von Brennstoffbündeln zur Steuerung der Reaktivität,
- Überprüfung auf begrenztes Schmelzen des Brennstoffs am heißesten Punkt des Reaktorkerns bei Unfalltransienten der Kategorie 3<sup>4</sup> des Sicherheitsberichts.

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

<sup>4</sup> Die im Sicherheitsbericht untersuchten Störfälle und Unfälle werden entsprechend ihrer Häufigkeit und ihrer Folgen in Kategorien zusammengefasst.

<b>Titel</b>	<b>Begrenzung der Bewegungen der Regelklappen der Gruppe „R“</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
<b>Typologie</b>	Betriebsvorschrift (technische Betriebsvorschriften) + materielle Vorschrift
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

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

**Technische Erläuterung:** Unter der kumulativen Wirkung von hydraulischen und mechanischen Belastungen, Strahlung und Temperatur können sich Brennelemente seitlich verformen. Dieses Phänomen führt zu einer Vergrößerung der „Wasserspalten“ zwischen den Brennelementen, was sich nachteilig auf die in bestimmten Unfallsituationen erreichbaren lokalen Neutronenleistung (zufälliges Herabfallen der Reaktivitätsregelstäbe).

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

Die vorgeschlagene technische Maßnahme besteht darin, die Einstellungen der Reaktorschutzsysteme hinsichtlich der Bewegungen dieser Stabbündel vor Ort anzupassen und die Auslösung dieses Schutzes im Reaktorleitstand anzuzeigen.

**Brennelement**



<b>Titel</b>	<b>Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelemente</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
<b>Typ</b>	Untersuchte Maßnahmen als Reaktion auf die generischen Phase des 4 <sup>o</sup> RP 900 erlassene V
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

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

**Technische Erläuterung:** Es handelt sich um die Untersuchung der gleichzeitigen Kumulierung eines Unfalls mit Primärkühlmittelverlust und eines Erdbebens. In solchen Situationen können sich die Gitter der Brennelemente verbiegen („aufblasen“), was die Kühlbedingungen der Brennstäbe oder die Fallbedingungen der Reaktivitätsregelstäbe im Reaktorkern verändern kann (das Foto oben zeigt das Schema eines Brennelements

und die Gitter). EDF hat eine Versuchsreihe durchgeführt, um die Knickgrenze der Gitter in den Brennelementen genauer zu bestimmen. Dieses Programm bestätigt, dass die derzeitigen Vorkehrungen ausreichen, um bei solchen Unfällen eine ausreichende Kühlung und die Steuerung der Reaktivität des Reaktorkerns nachzuweisen. Gemäß der Vorgabe [Studie-D] wird EDF die Ergebnisse dieser Versuche und der damit verbundenen Studien in den Sicherheitsbericht aufnehmen.

<b>Titel</b>	<b>Erweiterung der Studien im ergänzenden Bereich</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
<b>Typ</b>	Betriebsvorschriften (Verhalten bei Unfällen) und materielle Vorschriften
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

Ziel: Bestätigung der Eignung der Reaktoren für neue Unfallszenarien, 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 Einführung ergänzender Maßnahmen geführt. Die Prüfung der Unterlagen durch die ASN und das IRSN führt dazu, dass neue Maßnahmen vorgeschlagen werden:

- Eine Anpassung der Notfallmaßnahmen zur Stabilisierung des Primärkreislaufs während der Rückführung in einen sicheren Zustand bei einer Temperatur von 190 °C im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung oder eines gemeinsamen Ausfalls der Notstromverteilerschaltanlagen (sogenannte „LH“-Schaltanlagen) mit Notzufuhr an die Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP). Diese Temperatur gewährleistet das langfristig einwandfreie Verhalten der Dichtungen der GMPP. Die dem Sicherheitsbericht zugrunde liegenden Studien werden entsprechend aktualisiert;
- Die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters bei Ausfall der Kühlquelle, Ausfall der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel) oder bei einem gemeinsamen Ausfall der „LH“-Schaltanlagen im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet“. Diese Maßnahme ermöglicht es, das Risiko einer Druckbeaufschlagung des Sicherheitsbehälters in diesen Situationen zu bewältigen;
- Die Nachspeisung über die reaktoreigenen Wasserreserven mittels der „EAS-

ND“, um eine Unterkühlung des Reaktorkerns zu vermeiden, gefolgt von der Umstellung durch den Betreiber auf Wasserrumwälzung innerhalb des Reaktorgebäudes bei Ausfall der Stromversorgung (einschließlich der Notstromdiesel) auf Reaktorebene oder bei einem gemeinsamen Ausfall der „LH“-Schaltanlagen im Reaktorzustand

„Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet“. Diese Bestimmungen ersetzen die derzeitige Regelung, die eine Schwerkraftnachspeisung durch die Nutzung eines Wassernachspeisesystems eines anderen Reaktors vorsieht.

- Die Nutzung des Reaktor-Zwischenkühlsystems (RRI) durch Kaltwasser aus dem Wasseraufbereitungs- und -kühlsystem der Lagerbecken (PTR). Um in den meisten Situationen wirksam zu sein, erfordert diese Nutzung eine automatische Lastabwurfmaßnahme bei bestimmten klassischen Verbrauchern des RRI-Systems unmittelbar nach Beginn des Vorfalls, um einen zu schnellen Temperaturanstieg des Wassers im RRI-System zu vermeiden, bevor es durch das Wasser des PTR-Systems gekühlt wird. Sobald die Notkühlung durch das PTR in Betrieb genommen wurde, können die Hauptverbraucher des RRI bei Bedarf wieder angeschlossen werden.

Darüber hinaus können gemäß den Ergebnissen der probabilistischen Sicherheitsanalysen, die die im Rahmen der vierten Sicherheitsüberprüfung des Reaktors vorgenommenen Änderungen berücksichtigen, neue ergänzende Maßnahmen festgelegt werden, wie beispielsweise die neue Stromversorgung in Verbindung mit der Notstromversorgung der Dampferzeuger mit hartem Kern (ASG-ND).

<b>Bezeichnung</b>	<b>Einbau einer Entnahmeverrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen)</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
<b>Typ</b>	Technische Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein: Lager

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

**Technische Erläuterung:** Ziel der Bestimmung ist es, jegliches Risiko einer heterogenen Verdünnung (Einleitung einer Menge klares Wasser, das nicht mit dem Rest des Primärkreislaufs vermischt ist, in den Reaktorkern) in den

Stillstandszustände für Wartungsarbeiten oder das Nachladen des Reaktors. 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 boriiertem Wasser aus dem Zwischenkühlkreislauf in bestimmten Bereichen des Primärkreislaufs ansammeln. Bei der Inbetriebnahme der ersten Primärpumpengruppe während der Wiederanlaufphase des

Reaktors würde der so entstandene Klarwasserpfropfen in den Reaktorkern geleitet und könnte möglicherweise eine unkontrollierte Reaktorkernschmelze verursachen.

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

Es werden zwei Wasserproben entnommen und im Labor des Kraftwerks analysiert: eine Probe des Primärmediums durch das nukleare Probenahmesystem (repräsentativ für das Medium vor dem Wärmetauscher) und eine Probe des Mediums hinter dem CEPP-Wärmetauscher und so nah wie möglich an diesem.

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

Die Probenahmen werden von einem Mitarbeiter bei normalem Reaktorstillstand durchgeführt, wobei der Reaktor durch das Stillstandskühlsystem gekühlt wird, und zwar etwa 8 Stunden vor dem Anlaufen der ersten Primärpumpengruppe. Ein signifikanter Unterschied in der Natriumkonzentration würde auf ein erhebliches Leck hindeuten, wodurch das Anlaufen der Primärpumpengruppen untersagt wäre.

Darstellung eines Entnahmesystems



<b>Bezeichnung</b>	Einbau einer Entnahmestelle am Doppelmantel d
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
<b>Typ</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein – Zwischenstufe

**Ziel:** Überprüfung der Integrität der Sicherheitsbehälter bestimmter Sicherheitskreisläufe.

**Technische Erläuterung:** Die Rohrleitungen des Sicherheitsinjektionssystems (RIS) und des Wassersprühsystems im Sicherheitsbehälter (EAS) sind doppelwandig ausgeführt, um ein versehentliches Austreten von Flüssigkeit in den Abschnitten der RIS- und EAS-Kreisläufe zwischen den Sammelbehältern und dem ersten Absperrventil oder am Ventil selbst auftritt. Diese doppelten Hüllen tragen somit zur Eindämmung radioaktiver Stoffe bei.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, einen Anschluss in den doppelten Ummantelungen der Rohrleitungen zu schaffen, der das Einführen einer Endoskopsonde zur visuellen Überwachung des Inneren der doppelten Ummantelung ermöglicht, ergänzend zu den anderen bereits eingesetzten Überwachungs- und Detektionsmitteln. Der so geschaffene Endoskopanschluss ermöglicht eine verbesserte Kontrolle des Zustands der doppelten Ummantelungen.

Wird Wasser im Inneren der Doppelhülle festgestellt, erleichtert der Anschluss die Trocknung.

### 3.1.22 Bestimmungen zu Unfällen ohne Kernschmelze

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

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

Darüber hinaus wurde das Ausmaß der Störfälle im Hinblick auf den Stand der Technik und des Wissens neu bewertet, insbesondere unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der Berichte des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC).

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

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

- Durchführung von Sensitivitätsstudien, bei denen Beanspruchungen und Ausfälle von Anlagen in einer ungünstigen Weise kumuliert werden,
- Durchführung von Sensitivitätsstudien unter der Annahme einer verzögerten Reaktion des Betreibers, wobei die Auswirkungen streng bewertet werden,
- Analyse, sofern technisch relevant, des Verhaltens der Anlage bei extremen klimatischen Belastungen, deren Eintrittswahrscheinlichkeit von weniger als 10-4/Jahr, d. h. weniger als einmal alle 10.000 Jahre.

Die Einführung des „Kernkonzepts“ im Rahmen der<sup>4</sup>periodischen Überprüfung zur Bewältigung von Einwirkungen (Erdbeben, Überschwemmungen usw.) extremer Intensität, die über die bisher festgelegten Werte hinausgehen, ermöglicht es, diesen Anforderungen an verstärkte Untersuchungen gerecht zu werden. Zum Thema „Einwirkungen“ werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

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

**Ziel:** Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen, in den Sicherheitsbericht aufgenommenen Störfallszenarien oder, bei bestehenden Szenarien, gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Wissensstand (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

**Technischer Hintergrund:** Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit für Störfälle: Berücksichtigung der Anweisungen der Ständigen Gruppen von Experten<sup>5</sup> bezüglich Einwirkungen, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Erweiterung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Einwirkungsszenarien, die sich aus neuen Annahmen oder „Hard-Core“-Situationen ergeben, sowie Berücksichtigung der Empfehlungen der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association).

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

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

<b>Titel</b>	<b>Verringerung der Wärmebelastungen</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Angriffe (Brand)
<b>Typ</b>	Materielle Bestimmung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Etage

Ziel: Stärkung der Brandschutzmaßnahmen.

**Technische Erläuterung:** Im Rahmen der Verbesserung des Brandschutzes hat EDF Studien durchgeführt, um das Risiko von Bränden durch Papier, Holz, Karton und Öl in Räumen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz zu verringern.

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

- Austausch von Holzmöbeln durch Metallmöbel,
- Einbau von Brandschutzschränken zur Aufbewahrung von Papier und Karton oder Verlegung dieser Lasten aus den Bereichen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz,
- endgültige Entleerung des Öls aus dem Turbogenerator der Notstromversorgung, wobei dieses System nach dem Übergang in den Zustand VD4-900 durch das DUS ersetzt wird.

<b>Überschrift</b>	<b>Verbesserung der Brandschutzsicherheit der Anlage</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Brandstiftung
<b>Typologie</b>	Bestimmungen zum Brandrisiko zur Erfüllung der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des RP4 900 erlassenen Vorschriften [AGR-D] und [AGR-E]
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

Ziel: Verbesserung der Feuerbeständigkeit der Anlage.

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

- die Feuerbeständigkeit bestimmter Komponenten zu verbessern, wie z. B.:
  - den Schutz von Kabelkanälen durch feuerfeste Umhüllung;
  - den Austausch von Brandabschnittselementen wie Brandschutztüren durch widerstandsfähigere Elemente;
- das Ausmaß oder die Intensität möglicher Brände durch Maßnahmen wie ortsfeste Sprinkleranlagen zu verringern.

Beispiel für den Schutz von Kabelkanälen



<b>Überschrift</b>	<b>Brandschutz für das Brennstofflagerbecken</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Gefahren (Brand)
<b>Typ</b>	Geplante Maßnahmen im Anschluss an die Studien, die als Reaktion auf die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassene Vorschrift [AGR-E-II] durchgeführt wurden
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

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

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

Ergänzend zu diesen Studien hat die ASN die Vorschrift [AGR-E-II] erlassen, in der EDF aufgefordert wird, die Möglichkeiten einer späteren Verstärkung

seiner Anlagen zu prüfen, indem unabhängig von deren Zuverlässigkeit diejenigen Einrichtungen analysiert werden, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme für das Brennelementlagerbecken führen würde. Je nach Ergebnis dieser Studien wird EDF Maßnahmen ergreifen, um das Ausfallrisiko dieser Einrichtungen zu verringern.

<b>Titel</b>	<b>Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „harten Kern“-Behälter (EAS-ND) und Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromverteilung</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Einwirkungen (Brand), Unfälle mit Kernschmelze
<b>Typ</b>	Technische Umsetzung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemeines Lager

**Ziel:** Gewährleistung der Robustheit des Systems zur Ableitung der Restleistung des „Harter Kern“ (EAS-ND) gegen interne Einflüsse zu gewährleisten.

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

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

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

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



<b>Bezeichnung</b>	<b>Schutz von Räumen, die bei einem Brand durch den Ausfall fest installierter Sprinkleranlagen gefährdet sind</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Gefahren (Brand)
<b>Typologie</b>	Derzeit in Prüfung befindliche Bestimmungen, die sich aus der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassenen Vorschrift [AGR-E-III] ergeben
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

**Ziel:** Stärkung der Bestimmungen zur Brandrisikoprävention.

**Technische Erläuterung:** Über das von EDF eingerichtete Management hinsichtlich der Ausfälle fester Sprinkleranlagen hinaus hat die ASN die Vorschrift

[AGR-E-III] herausgegeben, in der EDF aufgefordert wird, die Räume zu identifizieren, die am anfälligsten für einen längeren Ausfall dieser Systeme sind. Auf dieser Grundlage wird EDF zusätzliche Maßnahmen zum Brandschutz dieser Räume festlegen.

<b>Titel</b>	<b>Explosionsschutz in Batterieräumen</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Gefahren (interne Explosion)
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Lager

**Ziel:** Stärkung der Bestimmungen zur Explosionsrisikoprävention in Batterieräumen.

**Technische Erläuterung:** Die vorliegende Bestimmung ergibt sich insbesondere aus den Erkenntnissen probabilistischer Sicherheitsstudien zum Thema Explosion: Während der Ladephase produzieren Batterien Wasserstoff. Bei unzureichendem Luftaustausch in diesen Räumen kann sich eine explosionsfähige Atmosphäre bilden.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen darin:

- Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators im am stärksten gefährdeten Raum, wodurch die Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre verhindert wird, durch Rekombination des in der Raumluft vorhandenen Wasserstoffs. Die Vorrichtung besteht aus einem Metallgehäuse mit Katalysatorplatten. Bei Kontakt mit dem Katalysator verbindet sich der Wasserstoff mit dem in der Luft enthaltenen Sauerstoff zu Wasserdampf. Diese Reaktion setzt Wärme frei, wodurch sich die Gasdichte verringert. Auf diese Weise versorgt sich der Rekombinator automatisch durch einen Sogeffekt;

→ die Zuverlässigkeit der Raumlüftung bei Stromausfall durch den Einbau von Schnappschaltern für die Stromversorgung bestimmter Lüftungsmotoren zu gewährleisten;

→ die Positionierung (offen/geschlossen) bestimmter Brandschutzklappen neu programmieren, um die für die verschiedenen abzusichernden Risiken am besten geeignete Stellung zu erreichen.

Räume, in denen sich die Batterien befinden



<b>Bezeichnung</b>	<b>Explosionsschutz für Rohrleitungen im Reaktorblock</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Einwirkungen (interne Explosion)
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmungen
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Lager

**Ziel:** Verbesserung der Explosionsfestigkeit der Anlage.

**Technische Erläuterung:** Die Studien zur nuklearen Sicherheit zum Thema interne Explosionen haben Risiken für die Rohrleitungen des Reaktorblocks identifiziert, die für die nukleare Sicherheit von Bedeutung sind.

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

- Zwei Leitungen des Zwischenkühlkreislaufs des Reaktors, die sich im Gebäude der nuklearen Hilfseinrichtungen befinden, sind durch eine Abschirmung zu schützen, die den Aufprall abfedert, falls sich die Tür des angrenzenden Raums durch eine Explosion plötzlich öffnet;

- An den Hochdruckleitungen, die an den Druckhalter im Reaktorgebäude angeschlossene nukleare Probenahmeleitung angreifen könnten und möglicherweise Wasserstoff transportieren, wird eine Anti-Peitschen-Vorrichtung angebracht.

<b>Titel</b>	<b>Funktionsanalysen zur nuklearen Sicherheit im Hinblick auf interne Explosionen und Risikoprävention im Reaktorgebäude</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Beanspruchungen (Explosion)
<b>Typ</b>	Zu prüfende Anordnung gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-G-I] unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemeines Lager

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

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

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

Das Arbeitsprogramm ermöglichte die Identifizierung der für Leckagen anfälligen Räume außerhalb der demontierbaren Sonderkonstruktionen. Diese Räume werden durch die Installation einer H<sub>2</sub>-Detektion behandelt, sofern diese nicht bereits im Raum vorhanden ist. Wird zudem ein steuerbares Ventil identifiziert, mit dem das Leck bei einer Wasserstoffdetektion isoliert werden kann, wird die Detektion mit der Ansteuerung dieses Ventils verknüpft. Ist kein steuerbares Ventil vorhanden, um das Leck zu isolieren, wird ein Maßnahmenplan festgelegt. Diese neuen Bestimmungen werden spätestens bei den 5. zehnjährigen Inspektionen der 900-MWe-Stufe umgesetzt.

<b>Überschrift</b>	<b>Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Einwirkungen (Explosion)
<b>Typ</b>	Bestimmungen, die derzeit geprüft werden, nachdem die ASN aufgrund der Ergebnisse der generischen Phase des RP4 900 die Durchführung von Studien gemäß der Vorschrift [AGR-G-II] angeordnet hat
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

**Ziel:** Überprüfung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs hinsichtlich der Explosionsgefahr.

**Technische Erläuterung:** Wie im Brandfall hat EDF in Anwendung der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-G-II] die Explosionsschutzvorrichtungen identifiziert, deren Ausfall – unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit – zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlvorrichtungen des Brennelementlagers führt. EDF schlägt die Umsetzung von Betriebsvorschriften vor, die darauf abzielen, das mit dem Ausfall dieser Anlagen verbundene Explosionsrisiko zu verringern, und sieht insbesondere die Einführung folgender Maßnahmen vor:

→ von Betriebsvorschriften, die darauf abzielen, das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre bei Wartungsarbeiten an den Rückschlagventilen des chemischen und volumetrischen Regelkreises zu begrenzen;

→ eines Warnsystems für das Öffnen von Türen, die geschlossen bleiben müssen, um die Ausbreitung einer explosionsfähigen Atmosphäre zu verhindern;

→ Vorschriften für die Wartung der Entgasungsanlagen zur Aufbereitung des Primärabwassers, um jegliches Risiko einer detonationsfähigen Mischung aus O<sub>2</sub> und H<sub>2</sub> im Behälter im Falle eines Ausfalls eines Sauerstoffmessgeräts zu vermeiden;

→ einer kürzeren Reparaturfrist im Falle eines vollständigen Ausfalls der Belüftung, um im Falle eines Lecks eine explosionsfähige Atmosphäre in bestimmten Räumen zu vermeiden;

→ einer betrieblichen Überwachung des Stoßfängers, der zwei Rohrleitungen des Zwischenkühlkreislaufs im Falle einer Explosion schützt;

→ Betriebsvorschriften zur Begrenzung des Risikos der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre bei Wartungsarbeiten in besonders gefährdeten Räumen.

<b>Überschrift</b>	<b>Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei extremer Hitze</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Störfälle (Hitzewellen)
<b>Typ</b>	Derzeit geprüfte Maßnahmen im Anschluss an die von der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 geforderten Studien gemäß der Vorschrift [AGR-B]
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemeines Lager

**Ziel:** Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Szenarien eines vollständigen Ausfalls der Stromquellen bei hohen Außentemperaturen.

**Technische Erläuterung:** Im Rahmen des RP4 900 hat EDF die Funktionsfähigkeit der primären Notstromaggregate (2 Aggregate pro Reaktor) bei hohen Temperaturen gemäß dem Referenzsystem „Grands Chauds“ sichergestellt. Im Rahmen der Bilanz der Überprüfung fordert die ASN EDF über die Vorschrift [AGR-B] auf, Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (externe Stromversorgung und Hauptnotstromaggregate) zu untersuchen, die einen Reaktor sowie alle Reaktoren eines Standorts betreffen, in Verbindung mit der „Langzeit“-Temperatur des Referenzrahmens „Grands Chauds“ (die für den Standort Tricastin festgelegte „Langzeit“-Lufttemperatur beträgt 36 °C).

Die Ergebnisse dieser Studien haben es ermöglicht, die Notwendigkeit der Umsetzung folgender Maßnahmen festzustellen:

→ Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume im Elektrikgebäude, darunter der Notbetriebsbereich für den Fall eines Ausfalls der Kältequelle;

→ Einrichtung der Notstromversorgung für die Dampferzeuger im „Hard Core“-Szenario (ASG-ND) und der festen Nachspeiseleitung für das Wasserbecken des Brennstoffgebäudes (BK) über das allgemeine Rohwassersystem (SEG);

→ Einsatz einer Injektionspumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Harter Kern“ (PIJ-ND)

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

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

**Technische Erläuterung:** Im Rahmen eines einheitlichen Ansatzes für alle Kernkraftwerke („INB“) wurde von der ASN nach Prüfung der Vorschläge der verschiedenen INB-Betreiber eine Referenz-Tornado-Stufe festgelegt. Somit hat der Referenz-Tornado in Frankreich die Intensität EF2 (auf der Enhanced-Fujita-Skala): Er ist definiert durch eine durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s, eine maximale von 2,4 kPa und einer damit verbundenen Druckabfallgeschwindigkeit von 0,38 kPa/s. Die Beschädigung der Anlagen durch Projektile wird berücksichtigt. Berücksichtigt werden: das Projektil vom Typ

„Holzbrett“ mit den Abmessungen 0,10 x 0,25 x 3,80 m und einer Masse von 50 kg sowie das Projektil vom Typ Stahlkugel (2,5 cm Durchmesser und ein Gewicht von 70 g). Die horizontale Geschwindigkeit der Projektile wird auf ein Drittel der Windgeschwindigkeit des Tornados festgelegt.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen basieren auf der Anbringung von Schutzvorrichtungen an den Lüftungsöffnungen bestimmter Gebäude sowie von Schutzvorrichtungen in Form von Gitterabdeckungen an den zu schützenden Außenelementen. Eine Darstellung des Tornadoschutzes findet sich auf Seite 38.

### 3.123 Maßnahmen in Bezug auf das Lagerbecken für Brennelement

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

Die Sicherheit der Brennelement-Lagerbecken wurde neu bewertet:

- Prävention und Bewältigung von Zwischenfällen und Unfällen, die gelagerte oder umgeschlagene Brennelemente betreffen,
- Schutz der Kühlsysteme des Brennelement-Lagerbeckens vor internen Einflüssen,
- Vermeidung 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 erfüllt sind.

Dieser Ansatz wurde auf interne Störfälle ausgeweitet

; er hat gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung und der Wasserstand im Brennstoffbecken auch in diesen Situationen gewährleistet sind.

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

- hinsichtlich des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens: automatische Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufs des Brennstoffbeckens (PTR) bei Erreichen eines „sehr niedrigen“ Füllstands im Becken, Verdopplung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des BK-Beckens;
- hinsichtlich des Kühlrisikos: Wasserzufuhr zum Brennstofflagerbecken durch das Brandbekämpfungssystem, Einrichtung eines Brandschutzschirms zwischen den beiden Kühlpumpen des BK-Beckens.

<b>Überschrift</b>	<b>Verdopplung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des BK-Beckens</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Schwimmbadbrand
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmungen + Aktualisierung des Sicherheitsberichts
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

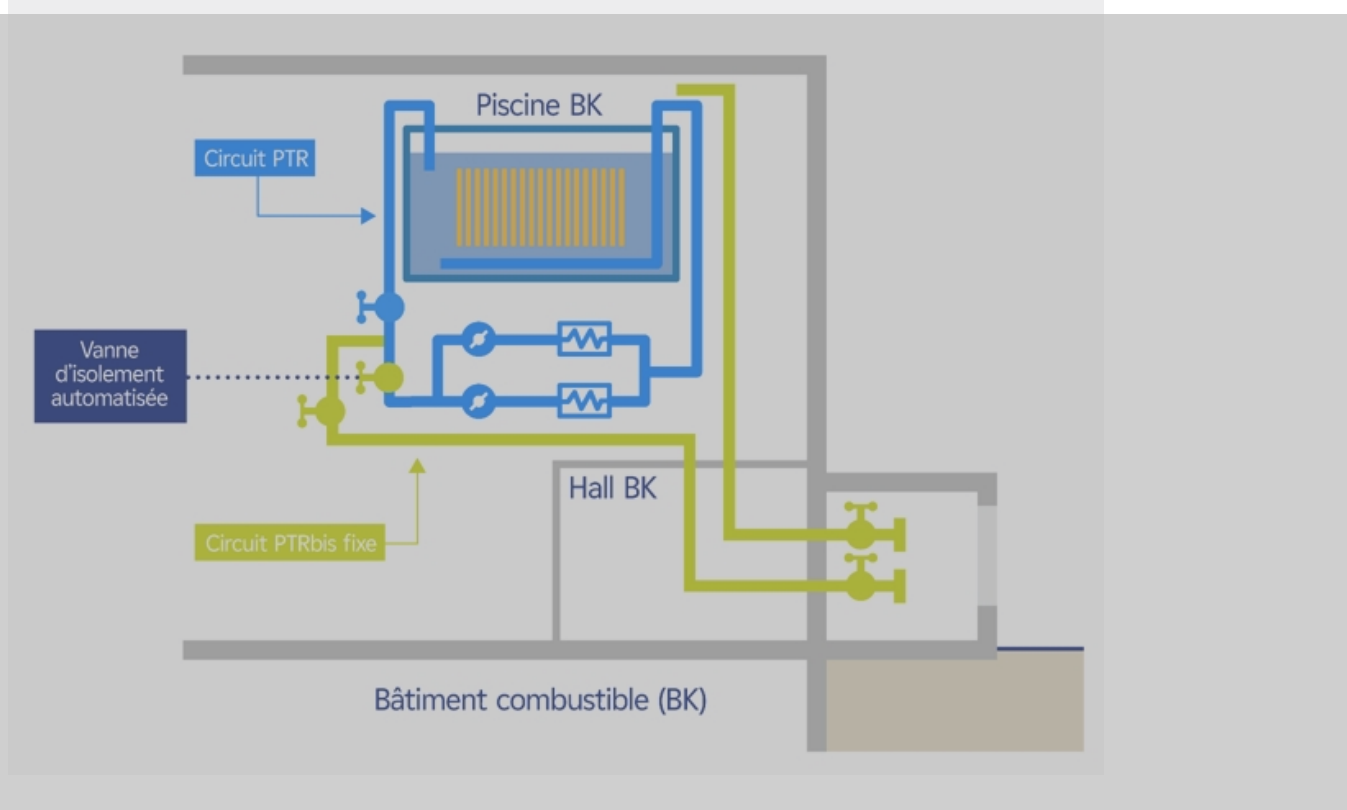
**Ziel:** Stärkung der Vorkehrungen zur Verhinderung des Risikos einer Entwässerung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente unter Berücksichtigung der für die Auslegung des EPR Flamanville 3 herangezogenen Auslöseereignisse.

**Technische Erläuterung:** EDF hat die Auswirkungen der Auslöseereignisse, die für die Auslegung des EPR Flamanville 3 herangezogen wurden, aber bei der Auslegung der in Betrieb befindlichen Anlagen nicht berücksichtigt wurden. In diesem Zusammenhang werden zusätzliche Szenarien eines teilweisen oder vollständigen Kühlwasserverlusts im Lagerbecken für Brennelemente (BK-Becken) sowie Szenarien von Rohrbrüchen in einem an das Lagerbecken für Brennelemente angeschlossenen Abschnitt untersucht.

Die von EDF als Ergebnis dieser Studien vorgeschlagene Maßnahme ist die Verdopplung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des Wasserkühlkreislaufs des Brennelement-Lagerbeckens. Diese Redundanz wird durch das automatische Schließen des zweiten vorhandenen Absperrventils erreicht, wenn der Wasserstand im Lagerbecken unter den festgelegten Schwellenwert fällt. Diese Anordnung ist unten dargestellt.

In den Sicherheitsbericht wird ein neues Kapitel aufgenommen, das sich mit den Studien zur Umsetzung der EPR-Szenarien im Zusammenhang mit dem Brennelementlagerbecken auf der 900-MWe-Stufe befasst.

### Anordnung „Doppelte automatische Absperrvorrichtung „der Ansaugleitung des BK-Pools“: Einbauort des Ventils



<b>Bezeichnung</b>	<b>Ergänzende Studien zur Sicherheit der Schwimmbecken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennstoffgebäude (BK)</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Brennstoffbecken
<b>Typ</b>	Betriebsvorschrift (Verhalten bei Unfällen) + Aktualisierung des Sicherheitsberichts Derzeit in Prüfung befindliche Bestimmungen gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [PISC-B-II] unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

**Ziel:** Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Unfallszenarien, die eintreten können, wenn das Reaktorgebäude-Becken und das Brennelement-Lagerbecken miteinander in Verbindung stehen.

**Technische Erläuterung:** Es wurden Szenarien für unbeabsichtigte Entleerungen des Brennelement-Lagerbeckens untersucht, die von der Beckenseite des Reaktorgebäudes (BR) aus ausgelöst werden, und zwar in den Zuständen „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ (APR) und „Reaktor vollständig entladen“ (RCD), wenn das Ventil der Übertragungsleitung geöffnet ist. Die Studien sind im Sicherheitsbericht enthalten.

Die Becken und das Transferrohr sind unten dargestellt.

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

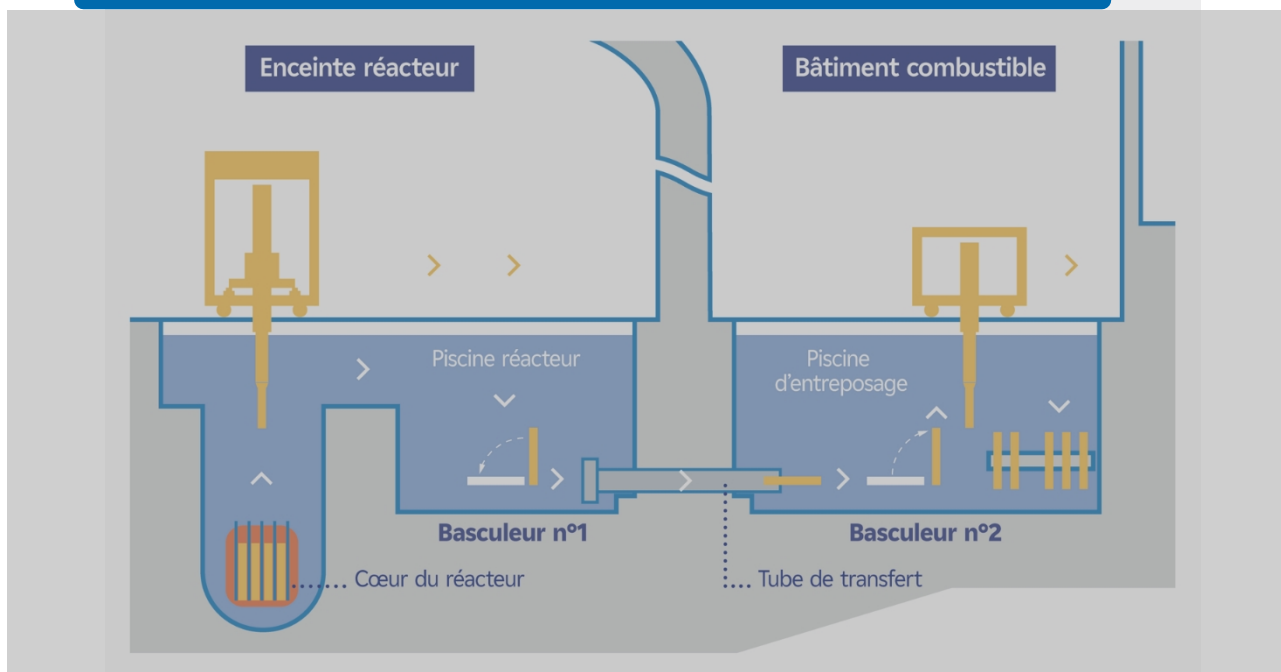
Ergänzend dazu fordert die von der ASN erlassene Vorschrift [PISC-B-II] EDF auf, Situationen des Kühlmittelverlusts oder der Entleerung des Reaktorgebäudes zu untersuchen, wenn beide Becken über die Übertragungsleitung miteinander verbunden sind, einschließlich der Fälle, in denen sich eine Brennelementkassette

Brennelement sich in der Verbindungsleitung befindet. Die im Anschluss an das Arbeitsprogramm beschlossenen neuen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsänderung, um sicherzustellen, dass die Brennelemente im Falle einer Entleerung des Beckens und im Falle eines Kühlmittelverlusts nicht freigelegt werden, wenn ein Element im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ (PCC EPR) gehandhabt wird;
- Betriebsänderungen zur Verbesserung des Managements von Leckagen im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“;
- Einrichtung eines DOS-Alarms zur Warnung vor dem Füllstand des Reaktorgebäudebeckens (BR) sowie einer Sirene, die mit dem Zweipunkt-Füllstand (TOR) des Reaktorgebäudebeckens (BR) verknüpft ist, um im Zustand „Stillstand zur Wiederaufladung“ in den Betriebsmodus „Zustandsbasierter Betrieb (APE)“ zu wechseln;
- Einrichtung einer Messstelle für den Sumpf im Reaktorgebäude.

Diese Maßnahmen werden getroffen, um einen sicheren Weg für Unfallsituationen im Zustand APR zu gewährleisten.

### Reaktorgebäude-Becken und Brennelement-Lagerbecken (Darstellung des Transports einer Brennelementkassette vom Reaktorkern zum Lagerbecken)



<b>Überschrift</b>	<b>Wiederherstellung des Normalzustands des BK-Pools nach einem Unfall oder einem Angriff</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Brandgefährdeter Pool
<b>Typologie</b>	Maßnahmen, die als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassene Vorschrift [PISC-C] geprüft werden
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

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

**Technische Erläuterung:** EDF hat die Studien zur nuklearen Sicherheit in Bezug auf das Brennelement-Lagerbecken unter Berücksichtigung folgender Aspekte durchgeführt:

Kriterium für den Nachweis der nuklearen Sicherheit: das Nichtfreilegen der Brennelemente unter Wasser im Brennelementbecken (BK). Dieser Zustand gewährleistet – unabhängig davon, ob es im BK-Becken zum Sieden kommt oder nicht – die Kühlung der Brennelemente und die Rückhaltung radioaktiver Stoffe sowie die Beherrschung der Reaktivität.

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

### 3.124 Maßnahmen bei Unfällen mit Kernschmelze

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

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

- die Ableitung der Restleistung aus dem Kern ohne Öffnung der Sicherheitsbehälter-Entlüftungsvorrichtung (sogenannte „U5“-Vorrichtung), um die Freisetzung von Radioaktivität über die Luft („Luftweg“) zu vermeiden;
- die Stabilisierung des Coriums<sup>6</sup> auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes durch dessen Verteilung und erneute Überflutung. Ziel ist es, ein Durchdringen der Fundamentplatte zu verhindern, um das durch den Unfall entstandene kontaminierte Wasser im Reaktorgebäude einzuschließen, es zu behandeln, um die darin enthaltenen Radionuklide zu entfernen, und so die Ausbreitung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts („Wasserweg“) zu vermeiden.

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

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

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

<b>Titel</b>	<b>Erweiterung der Demonstration der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftpfad
<b>Typ</b>	Betriebsvorschriften
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen Unfallszenarien mit Kernschmelze, die in den Sicherheitsbericht integriert sind oder, bei bestehenden Szenarien, gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Wissensstand (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

**Technische Erläuterung:** Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit bei Unfällen mit Kernschmelze: Berücksichtigung der Anweisungen der Ständigen Expertengruppen<sup>7</sup> bezüglich

Unfälle mit Kernschmelze, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Verbesserung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen ergeben.

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

<b>Titel</b>	<b>Ersatz bestehender, für den Kernschmelzunfall nicht qualifizierter Ausrüstung</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftweg
<b>Typ</b>	Ausrüstung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

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

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

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

<b>Bezeichnung</b>	<b>Festinstallierte Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wassereindringung – Umgang mit kontaminiertem Wasser
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmungen und Bestimmungen, die derzeit als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassene Vorschrift [AG-D] geprüft werden
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

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

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

→ Der erste Teil der Maßnahme besteht in der Einrichtung einer festen Leitung, die an der Außenfassade der Gebäude mündet und an die bestehende Wasserabsaugleitung aus den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes angeschlossen ist. Diese Leitung ermöglicht es,

<sup>7</sup> Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Bezug auf 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.



<b>Titel</b>	<b>Einrichtung einer Injektionsleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
<b>Typ</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein

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

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

Die vorgeschlagene Anordnung besteht darin, eine unabhängige Festleitung im Reaktorblock zu schaffen, um Wasser von außerhalb der Gebäude zu den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes zu leiten. Ein Schnellkupplung an der Fassade des Brennstoffgebäudes ermöglicht den Anschluss der mobilen Wassereinspeisungsvorrichtung. Die Leitung ist

ausgestattet mit Armaturen, um die Dichtheit des Sicherheitsbehälters zu gewährleisten, wenn dieser nicht in Betrieb ist.

Die Wassereinspeisung erfolgt über eine mobile Anlage (Pumpe, Schläuche, Stromaggregat und Zubehör), die das Ansaugen von Wasser aus der Kaltwasserquelle und die Stromversorgung des Ventils der Festleitung ermöglicht.

Diese Funktion der Wassereinspeisung nutzt die Messung des Wasserstands am Boden des Reaktorgebäudes, die Gegenstand einer speziellen Bestimmung ist (siehe die Bestimmung „Einrichtung einer Pegelmessung in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes“).

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

Diese Anordnung ist auf Seite 23 dargestellt.

<b>Überschrift</b>	<b>Rückführung der Abwässer aus dem Brennstoffgebäude in das Reaktorgebäude</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftpfad
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmungen
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Beseitigung des Risikos einer Stagnation von kontaminiertem Wasser am Boden des Reaktorgebäudes, die potenziell infolge eines Unfalls mit Kernschmelze entstehen kann, und damit Begrenzung des Risikos radioaktiver Freisetzungen.

**Technische Erläuterung:** Ziel der Bestimmung ist es, das Risiko der Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des Brennelementgebäudes (BK) zu beseitigen und damit das Risiko radioaktiver Freisetzungen (über die Luft oder durch Eindringen durch die Bodenplatte des BK) zu begrenzen. Sie ermöglicht es, eventuelle Wassermengen, die aus durch Restleckagen in den Kreisläufen (Leckagen an Armaturen) oder durch Abflüsse aus dem Brennstofflagerbecken (z. B. mögliche Leckagen an der Auskleidung, Verdampfung im Brennstofflagerbecken, die durch Kondensation an den Wänden zu Wasseransammlungen am Boden des BK führt).

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- die Einrichtung von Pump- und Leitungssystemen (Rohrleitungen und Armaturen), die für die Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze ausgelegt sind, um das in den entsprechenden Sammelbecken am Boden des Brennstoffgebäudes aufgefangene Wasser wieder in das Reaktorgebäude (BR) einzuleiten,
- bestimmte Sammelbecken zu schaffen oder anzupassen, um die Pumpvorrichtung aufzunehmen und deren vollständige Dichtheit unter allen Umständen durch eine geeignete Auskleidung zu gewährleisten,
- Installation einer Füllstandsmessung, die für die Steuerung der Rückführung erforderlich ist,
- eine Sammelleitung zu verlegen, die an den Leckageauffangstützen des Hauptabsperrentils der Saugleitung der Sumpfbecken der EAS-ND-Funktion angeschlossen ist und zu einem geeigneten Sammelsumpfbecken führt.

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

Diese Anordnung ist auf Seite 23 dargestellt.

<b>Überschrift</b>	<b>Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
<b>Typ</b>	Technische Ausstattung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Einrichtung der erforderlichen Instrumentierung für den Betrieb des mobilen Ersatzmittels für die EAS-ND-Anlage

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

Es wird ein Sensor (der den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze und einem Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ standhält) installiert, um die Wassereinspeisung zu steuern, die dazu dient, die Überflutung des Coriums aufrechtzuerhalten, ohne dabei den Boden des BR zu überfluten:

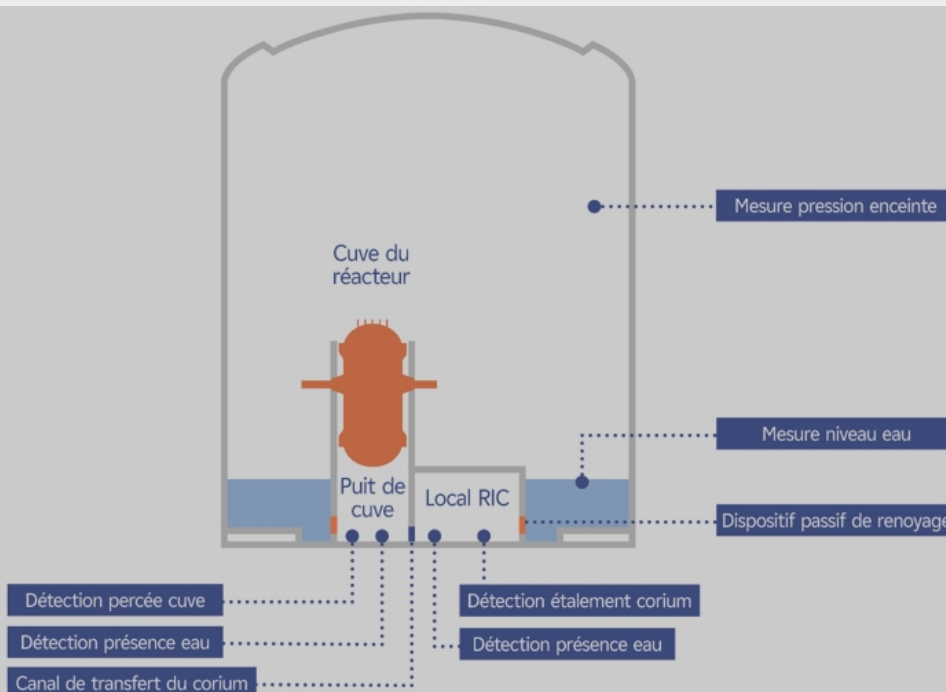
Der Wasserstand muss nämlich unterhalb der Höhe der Luftansaugöffnung bleiben, die im Falle einer Nichtverfügbarkeit der EAS-ND-Anlage zur Entlüftung des Sicherheitsbehälters dienen würde.

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

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

Diese Anordnung ist unten dargestellt.

**Darstellung der Wasserstandsmessung in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes und der Erkennung der Ausbreitung des Coriums im Raum Instrumentierungsraum des Reaktorkerns (RIC)**



<b>Titel</b>	<b>Elektrische Notversorgung für die Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung einer Coriumausbreitungsdetektion im Kerninstrumentierungsraum (RIC)</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
<b>Typ</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

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

**Technische Erläuterung:** Die Strategie zur Verhinderung des Durchbruchs der Fundamentplatte bei einem Unfall mit Kernschmelze besteht darin, sicherzustellen, dass sich das Corium auf der Fundamentplatte des Reaktor Gebäudes trocken ausbreitet, bevor passiven Wiederflutung durch das in den Sumpfbecken gespeicherte Wasser.

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

- die Erkennung eines Behälterdurchbruchs, was eine nützliche Information darstellt, um festzustellen, dass der geschmolzene Kern nicht mehr im Behälter, sondern im Ausbreitungsbereich unterhalb des Behälters gekühlt wird: Dies kann als Orientierung für die Steuerung der Wasserzufuhr im Reaktor Gebäude (BR) dienen. Die Maßnahme besteht darin, die Notstromversorgung der Vorrichtung zur Erkennung eines Behälterdurchbruchs (Thermoelement und Informationsübertragung) durch den Notstromdiesel sicherzustellen, um diese Information auch unter sehr schwierigen Bedingungen, wie beispielsweise bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung, zur Verfügung zu haben;

- die physikalische Erfassung der Verteilung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums, was es bei Bedarf ermöglicht, eine „aktive“ Rückführung des Coriums durch Wassereinspritzung über den perforierten Behälter durchzuführen. Die Vorrichtung besteht aus einer Thermoelement-Messleitung, die am Boden des RIC-Raums so nah wie möglich an den Schmelzsicherungen der „passiven“ Wiederbenetzungsluken . Ein Schutz für das Thermoelement wird hinzugefügt, um einen ausreichend eindeutigen Messverlauf zu gewährleisten, bevor der Sensor möglicherweise durch das Corium zerstört wird. Die Messung ist gegen Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ robust und wird durch den Notstromdiesel versorgt. Die Messung ist für die Unfallbedingungen im Reaktor Gebäude (Temperatur, Strahlung) qualifiziert.

Diese Anordnung ist auf Seite 25 dargestellt.

<b>Überschrift</b>	<b>Verdickung der Fundamentplatte des Reaktor Gebäudes</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

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

**Technische Erläuterung:** Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze sieht die von EDF vorgesehene Strategie zur Verhinderung des Risikos eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Durchbruch der Fundamentplatte die Stabilisierung des Coriums vor, indem dieses zunächst trocken auf der Fundamentplatte des Reaktor Gebäudes verteilt und anschließend mit Wasser benetzt wird. Während dieses Prozesses zersetzt sich der Beton der Fundamentplatte langsam unter der Einwirkung der

, das vom Corium übertragen wird: Dieses Phänomen wird als „Corium-Beton-Wechselwirkung“ (ICB). Dies führt

zu einem teilweisen Abtrag der Fundamentplatte, dessen Ausmaß von der chemischen Zusammensetzung des Betons selbst abhängt. Um diesen „Abtrag“ auf die inneren Strukturen des Reaktor Gebäudes zu beschränken – insbesondere bei der sehr kieselsäurehaltigen Fundamentplatte des Reaktor Gebäudes von Tricastin 3 – und die tragende Fundamentplatte zu erhalten, hat EDF diese ICB-Phänomene analysiert. Dies führt zu einer Verstärkung der Fundamentplatte mit einem Kalksandbeton im Reaktorbehälter-Schacht und im angrenzenden Kerninstrumentierungsraum (RIC) gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [AG-A-II].

<b>Titel</b>	<b>Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns und dem Sumpfbereich des Reaktorgebäudes</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
<b>Typ</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

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

**Technische Erläuterung:** Gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [AG-A-III] schlägt EDF vor, eine bauliche Maßnahme zur Verstärkung der Betonwände zwischen dem Raum

(RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes, um ein Durchdringen des Coriums zu verhindern und dieses im vorgesehenen Ausbreitungsbereich zu halten.

<b>Titel</b>	<b>Aufstellung von Behältern mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Eintrag über die Luft
<b>Typ</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

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

**Technische Erläuterung:** Die vorgeschlagene Anordnung sieht vor, im Boden des Reaktorgebäudes (BR) ortsfeste Vorrichtungen zu installieren, die ein Alkalisalz enthalten, welches nach seiner Auflösung im Wasser – sobald der Boden des BR gefüllt ist – das Jod im und so dessen Übergang in die Gasphase begrenzen. Die Vorrichtungen sind passiv und bestehen aus Körben, die mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat (Borax) gefüllt sind.

Diese Körbe sind auf dem nebenstehenden Foto abgebildet. Ihre Position im Reaktorgebäude ist auf Seite 23 dargestellt.

**Körbe mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat**



<b>Überschrift</b>	<b>Verbesserung der Erdbbensicherheit der Entlüftung bei Erdbeben der Stufe SMS</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze, Erdbeben – Luftverkehr
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmungen
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

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

**Technische Erläuterung:** Die Strategie zur Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze besteht darin, die Restleistung über das EAS-ND-System abzuleiten, ohne

dass zur Ableitung dieser Leistung eine Entlüftung des Sicherheitsbehälters erforderlich ist.

Dennoch bleibt die bestehende Belüftungs- und Filteranlage als Reserve erhalten. Das Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme besteht darin, sicherzustellen, dass diese Anlage nach einem Erdbeben mit erhöhter Sicherheitsstufe (SMS) betriebsfähig bleibt.

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

## Entlüftungs- und Filterung des Sicherheitsbehälters (Filter U5)



Bezeichnung	Zusätzliche Wassereinspeisung zum PTR
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Luftweg
<b>Typ</b>	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) als Reaktion auf die von der ASN aufgrund der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassene Vorschrift [AG-B-II]
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

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

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

Aufgrund der im Rahmen der Vorschrift [AG-B-II] durchgeführten Analysen wird EDF die gegebenenfalls erforderlichen Maßnahmen ergreifen, um kurzfristig eine zusätzliche Menge an borierterem Wasser in das Reaktorgebäude einzuleiten, die das im PTR-Behälter enthaltene Wasser ergänzt, 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 „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen befinden des Sicherheitspfads B
<b>Thema</b>	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze
<b>Typ</b>	Technische Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Gewährleistung der Verfügbarkeit von Informationen „Druck im Reaktorbehälter“ im Kontrollraum, auch in Störfallsituationen infolge interner Störungen im Elektraum, um die Reaktorsteuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

**Technische Erläuterung:** Die Bestimmung zielt darauf ab, die Verfügbarkeit der Information „Druck im Sicherheitsbehälter“ (siehe Abbildung auf Seite 25) im Kontrollraum zu gewährleisten, auch in Störfallsituationen, die auf interne Störungen im elektrischen Gebäude zurückzuführen sind, um die Anlagensteuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, bei Bedarf Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptstromräumen des Sicherheitskanals B befinden, zu modifizieren oder zu schützen, um ihren Brandschutz zu gewährleisten.

**3.1.25 Sicherheitsmaßnahmen, die mehrere Sicherheitsziele betreffen**

**3.1.25.1. „Hard Core“-Maßnahmen** Gemäß den 2014 erlassenen technischen Vorschriften der ASN hat EDF einen „Kern“ aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen ein, um folgenden extremen externen Einwirkungen (d. h. solchen, deren Schweregrad über das im Sicherheitsreferenzsystem für kerntechnische Anlagen berücksichtigte Maß hinausgeht) zu begegnen:

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

Dieser „Noyau Dur“ besteht aus einer Reihe von ortsfesten Einrichtungen, die gegen „Noyau Dur“-Situationen und die damit verbundenen Einwirkungen robust sind, ergänzt durch mobile Einrichtungen sowie eine Organisation und Teams für deren Einsatz, darunter die FARN.

Er ist darauf ausgelegt, die aus diesen extremen Einflüssen resultierenden Extremsituationen zu bewältigen:

- der vollständige Ausfall der Stromversorgung, die nicht zum Kern gehört,
- der vollständige Ausfall der Kühlquelle, die nicht zum „Noyau Dur“ gehört,
- das Zusammentreffen dieser beiden Situationen.

EDF schlägt ein kohärentes Paket von technischen und betrieblichen Maßnahmen zur Umsetzung des „Noyau Dur“ im Rahmen der 4.° Periodischen Überprüfung, was zur Erreichung der technischen Ziele der Neubewertung der nuklearen Sicherheit beiträgt (die Übersicht über die wichtigsten „Noyau Dur“-Maßnahmen ist in Dokument Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung unter §4.2.1 dargestellt). Im weiteren Verlauf dieses Absatzes werden die von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen beschrieben.

Bezeichnung	Verhalten des „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Betriebsvorschriften (Verhalten bei Unfällen) und technische Vorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

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

**Technische Erläuterung:** EDF schlägt eine Betriebsanordnung vor, die auf einer Anlagensteuerung zur Umsetzung des „Noyau Dur“ basiert. Sie beruht auf einer einfachen und zuverlässigen Steuerungsstrategie, die vom Ausgangszustand des Reaktors und den eingesetzten „Noyau Dur“-Ausrüstungen abhängt. Sie wird umgesetzt, wenn die signifikanten Kriterien für eine Verschlechterung des Anlagenzustands infolge einer „Noyau Dur“-Situation erreicht sind (z. B. vollständiger Ausfall der Stromquellen).

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

- Für Zustände, bei denen der Primärkreislauf unter Druck gesetzt werden kann und die Restleistung über die Dampferzeuger abgeführt werden kann:

è Die Wassernachspeisung des Primär- und Sekundärkreislaufs wird durch die Ausrüstung des „Noyau Dur“ gewährleistet. Die Borzufuhr in den Primärkreislauf erfolgt über die Hochdruck-Einspritzpumpe an den Dichtungen der GMPP (siehe Anordnung „Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Noyau Dur““), gleichzeitig mit der Kühlung des Primärkreislaufs durch den Sekundärkreislauf. Der Primärkreislauf wird anschließend durch das Öffnen einer Entlastungsleitung des Druckhalters druckentlastet, wodurch bei Bedarf die Zufuhr von borhaltigem Wasser über die Speicher des RIS-Systems und die EAS-ND-Pumpe fortgesetzt werden kann. Im Endzustand ist der Reaktor gekühlt, druckentlastet, und die Bor-Konzentration

Borkonzentration schließt jegliches Risiko einer kurz- und langfristigen Redivergenz aus.

- Im Zustand „Kaltabschaltung zur Brennelementwechsel“ (APR), wenn das Transferrohr (siehe Abbildung auf Seite 20) geöffnet ist und das Becken des Reaktorgebäudes (BR) mit dem Brennelementlagerbecken verbindet:

è Die Restleistung des Reaktorkerns wird über das im BR-Becken und im Brennelement-Lagerbecken vorhandene Wasser abgeführt. Die Wassernachspeisung des Brennelement-Lagerbeckens erfolgt über die Anlagen des „Noyau Dur“, wodurch auch die Wassernachspeisung des BR-Beckens über das offene Übertragungsrohr gewährleistet ist. Eine Zugangskammer zum BR wird vorab 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 an und nimmt sie in Betrieb, um eine ausreichende Borkonzentration im Wasser beider Becken sicherzustellen und so langfristig eine erneute Reaktorkernausbildung zu verhindern.

- Für den Zustand „Reaktor vollständig entladen“ (RCD), in dem sich der Brennstoff im Brennstofflagerbecken befindet und die Transferleitung geschlossen ist. In diesem Zustand wird der Übergang in den „Harten Kern“-Modus direkt einer robusten „Harter Kern“-Warnvorrichtung im Kontrollraum.

è Die Restleistung des Reaktorkerns wird durch das Verdampfen der Flüssigkeit im Brennelementlagerbecken abgeführt. Die Betriebsstrategie steuert die Wasserzufuhr zum Brennelementlagerbecken über die „Hard Core“-Vorrichtungen.

<b>Bezeichnung</b>	<b>Steuerung und Regelung des „Noyau Dur“</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Störfälle, Unfälle ohne und mit Kernschmelze, Brennstoffbecken
<b>Typ</b>	Materielle Bestimmungen
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Ergänzung der bestehenden Steuerung zur Steuerung der vorgeschlagenen Kern-Hard-Maßnahmen.

**Technische Erläuterung:** Die Anlage soll die Leittechnik ergänzen, um die vorgeschlagenen Kernanlagen zu steuern: die ASG-ND, die Weiterleitung der Meldung über den Ausfall der Kühlquelle in den Kontrollraum, die Vorrichtung zur Erkennung der Ausbreitung des Coriums im Kerninstrumentenraum sowie die analoge Füllstandsmessung im Brennelementlagerbecken.

Folgende materielle Maßnahmen werden vorgeschlagen:

→ Zusatzanzeige- und Bedienfeld (PSCC) für den Kernbereich im Kontrollraum:

- Hinzufügung von Bedienelementen, Kontrollleuchten, Schlüsselschaltern und Zeigeranzeigen,
- Installation einer Übersichtstafel für bestimmte Funktionen des Kernbereichs, darunter das ASG-ND,
- Neupositionierung der Füllstandsanzeigen der Becken,
- Programmierung des digitalen Schreibers zur Verarbeitung der Füllstandsdaten des ASG-ND

ASG-ND, Berechnung des Integrals der Durchflusswerte EAS-ND und Anzeige;

- Relaisrahmen: Einbau neuer Relaisrahmen für die neu eingeführten Funktionen und Umbau bestehender Relaisrahmen;
- Unterverteilerschrank: Umbau zur Zuordnung von Abgängen zu den neuen Polaritätseinheiten;
- Verlegung von Kabeln und Anschlüsse zwischen PSCC, Relaisrahmen und bestimmten Schalttafeln und Schaltschränken;
- SPS-Schränke: Hinzufügen neuer Ein-/Aus-Eingänge in der Umrichters-SPS und Änderung der Programmierung der analogen SPS;
- Schaltschränke: verschiedene Änderungen zur Zuordnung von 48-V-DC- und 125-V-DC-Relais, Änderung des SPS-Programms und Verarbeitung von zwei neuen Informationen:
  - Anwesenheit von Spannung auf der zweiten Sammelschiene der Schalttafel, die direkt vom Notstromdiesel gespeist wird,
  - Meldung über den Ausfall der Kältemaschine.

<b>Bezeichnung</b>	<b>Notstromversorgung der Hard-Core-Dampferzeuger (ASG-ND) und Hard-Core-Zusatzversorgung für die BR- und BK-Becken</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Beschädigungen, Unfälle ohne Kernschmelze, Brennstoffbecken
<b>Typ</b>	Materielle Bestimmungen
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein

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

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

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

Im „Noyau Dur“-Zustand wird die Wasserversorgung der DGG durch eine Motorpumpe der Notwasserversorgung der DGG (ASG) gewährleistet, die aus dem Behälter des ASG-Systems ansaugt. Diese Funktion wird als ASG-ND bezeichnet. Im „Noyau Dur“-Szenario wird die Motorpumpe automatisch über den „Diesel d'Ultime Secours“ (DUS) versorgt, und zwar über eine spezielle Umschalttafel, die im Rahmen der Anordnung installiert wurde.

Die dauerhafte Ableitung der Restleistung wird durch die Errichtung einer neuen Anlage im Reaktorblock gewährleistet: eine Zusatzspülstation für „Noyau Dur“-Wasser (SEG-System), die eine dauerhafte Versorgung des ASG-Auffangbeckens sowie des mit Wasser aus der Noyau-Dur-Quelle.

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

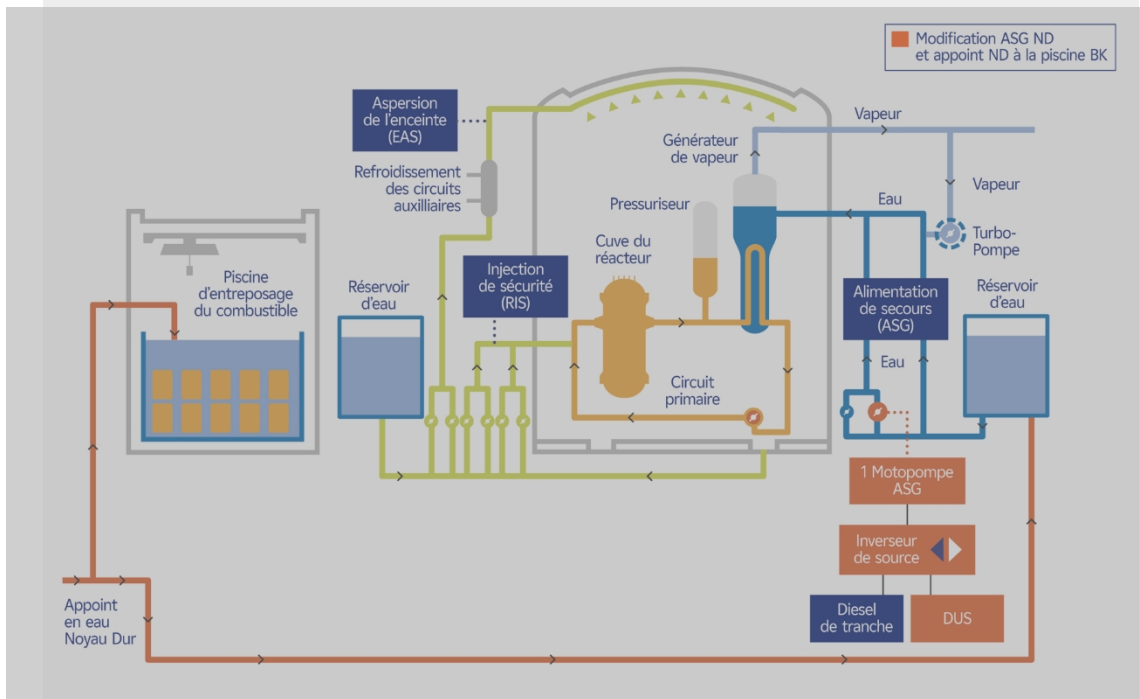
Die Umsetzung der ASG-ND- und SEG-Maßnahmen erfordert:

- bei Bedarf die verwendeten Strukturen, Systeme und Komponenten zu verstärken oder zu schützen, um sie widerstandsfähig gegen „Noyau Dur“-Ereignisse und deren Folgeeffekte zu machen,
- die Zusatzventilstation für den Kernbereich zu installieren und deren Verbindungen zur Wasserquelle des Kernbereichs, zum ASG-Behälter und zum

- BK-Becken,
- über die Stromversorgung des Kernbereichs die Notstromversorgung der eingesetzten Aktoren und Sensoren (bestehende und neue) einzurichten,
- die Steuerung und Überwachung der Geräte vom Kontrollraum aus unter Verwendung der Steuerungs- und Kontrollstrukturen des Kerns ermöglichen (basierend auf bestehenden und neu installierten Geräten). Einige der Anforderungen an die Steuerung und Kontrolle des Kerns werden in einer separaten Anordnung behandelt (siehe Anordnung „*Steuerung und Kontrolle des Kerns*“).

Diese Anordnung ist unten dargestellt.

## Prinzipskizze der Anordnung ASG-ND und Noyau Dur-Ergänzung in den BR- und BK-Becken



<b>Bezeichnung</b>	<b>Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primär-Motorpumpenaggregate „Noyau Dur“ (PIJ-ND)</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Angriffe, Unfälle ohne Kernschmelze
<b>Typ</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Lager

**Ziel:** Kühlung der Dichtungen der Primärpumpen, um die Integrität der zweiten Sicherheitshülle zu gewährleisten, und Einspeisung von boriiertem Wasser bei hohem Druck im Primärkreislauf, um die Reaktivität in „Hard Core“-Situationen unter Kontrolle zu halten.

**Technische Erläuterung:** Ziel der Anordnung ist es, eine Notlösung für die Einspeisung an die Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) bereitzustellen, und zwar bereits in den ersten Minuten nach Beginn einer Situation mit vollständigem Ausfall der externen Stromversorgung

oder einer anderen Störsituation, die die Kühlung der Dichtungen der GMPP beeinträchtigt, um:

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

Der vorgeschlagene Umbau sieht vor, die beiden Reaktoren gemeinsam genutzte Einspritzpumpe an den GMPP-Dichtungen durch eine für jeden Reaktor eigene „Noyau Dur“-Pumpe zu ersetzen. Dieser Austausch erfordert eine Anpassung der Leitungen und der zugehörigen Komponenten, sodass für jeden Reaktor ein eigener Kreislauf zur Verfügung steht.

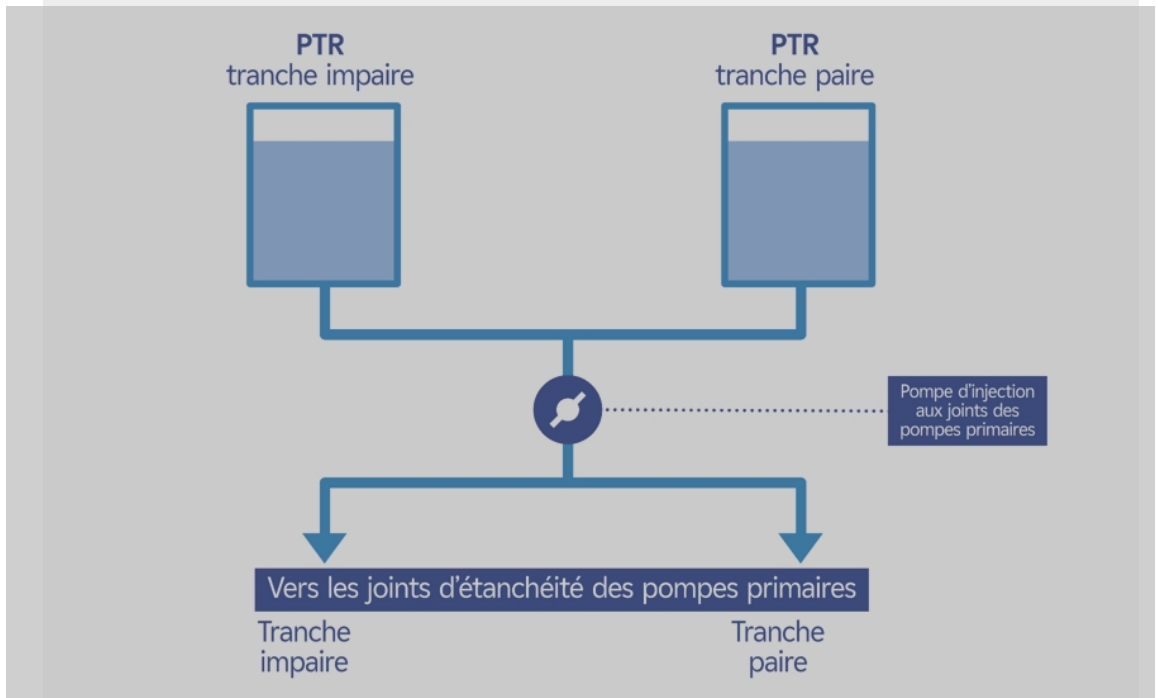
Die Stromversorgung der neuen Pumpe ist in die Kernbereichs-Stromverteilung integriert und wird durch das DUS abgesichert.

Die Arbeiten umfassen die Verlegung von Rohrleitungen, die Installation der Pumpe und der Ventile, die Installation von Schaltschränken, die Verlegung von Kabeln sowie Anpassungen an der Steuerungs- und Regeltechnik.

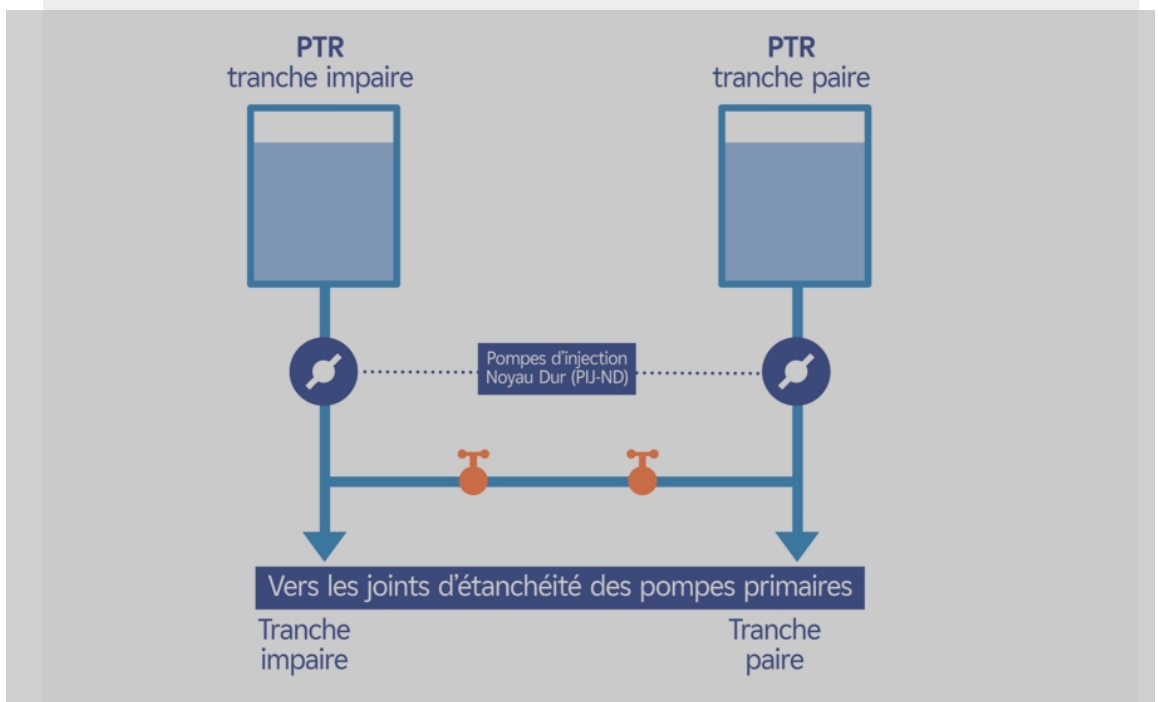
Diese Anordnung ist unten dargestellt.

### Konfiguration vor der Installation der Injektionspumpe an den Fugen

» Harter Kern« (PIJ-ND)



### Konfiguration mit Dichtungs-Einspritzpumpen „Noyau Dur“ (PIJ-ND)



<b>Überschrift</b>	<b>Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung in „Harter Kern“-Situationen</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Störfälle, Unfälle ohne Kernschmelze
<b>Typologie</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Aktualisierung der Informationsqualifikation zur Bewältigung von „Hard Core“-Situationen.

**Technische Erläuterung:** Ziel der Bestimmung ist es, Informationen, die für das ordnungsgemäße Funktionieren der Hochdruckbefeuchtung durch die Injektionspumpe an den Noyau-Dur-Dichtungen repräsentativ sind, gegenüber dem Noyau-Dur-Erdbeben widerstandsfähig zu machen.

Die vorgeschlagene Bestimmung gliedert sich in drei Teile:

- Durchflussmessungen zur Feststellung, ob eine Hochdruckborierung wirksam ist: Die vorhandenen Sensoren werden bei Bedarf durch erdbebensichere Sensoren vom Typ „Noyau Dur“ ersetzt.

- Messungen des Druckhalterspiegels (notwendig für den Betrieb, um ein Überfüllen des Primärkreislaufs durch das Einspritzsystem zu vermeiden): Die Sensoren werden bei Bedarf durch Sensoren ersetzt, die gegen Erdbeben der Stärke „Noyau Dur“ robust sind.

- Analoge Verarbeitung und Schaltschränke im Zusammenhang mit den oben genannten Sensoren: Die Robustheit der Messketten und Schaltschränke gegenüber einem „Noyau Dur“-Erdbeben wird überprüft. Es werden Vorkehrungen getroffen, um die zum „Noyau Dur“ gehörenden Elemente dieser Ketten elektrisch von den übrigen zu trennen.

<b>Überschrift</b>	<b>Erkennung eines vollständigen Ausfalls der Kühlquelle (H1), robust gegenüber Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennstoffbecken
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmungen
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Gewährleistung der Erkennung von Unfallsituationen mit vollständigem Verlust der Kühlquelle infolge eines schweren Erdbebens vom Kontrollraum aus.

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

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

- ungewöhnlich hoher Druck, der auf eine Verstopfung der Wärmetauscher auf der Rohwasserseite hindeutet,

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

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

Die Übertragung der Informationen zwischen den Sensoren und dem Kontrollraum erfolgt innerhalb des Steuerungs- und Regelungssystem „Noyau Dur“. Die bestehende elektrische Anlage wird umgerüstet, um an das Stromverteilungssystem „Noyau Dur“ angeschlossen zu werden.

<b>Bezeichnung</b>	<b>Automatische Abschaltung des Reaktors und Meldung eines „signifikanten Erdbebens“, robust gegenüber dem Kern</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Störfälle, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
<b>Typ</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Gewährleistung der automatischen Abschaltung des Reaktors im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur“ und Weiterleitung der Information über das Auftreten eines „signifikant“.

**Technische Erläuterung:** Die Bestimmung zielt auf die automatische Abschaltung des Reaktors im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur“ und die Weiterleitung der Information über das Auftreten eines „signifikanten“ Erdbebens an den Kontrollraum ab.

Der vorgeschlagene Maßnahmenplan sieht Folgendes vor:

→ die Beschleunigungsmesser, die zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei Erschütterungen dienen, durch

einem robusten, erdbebensicheren Modell ohne programmierte elektronische Bauteile,

- einen neuen Beschleunigungsmesser im Schaltschrank zu installieren,
- den neuen Beschleunigungsmesser mit einer für das Erdbeben „Noyau Dur“ ausgelegten Stromversorgung auszustatten,
- die Informationen über das Auftreten eines signifikanten Erdbebens und über einen Sensorfehler über zwei Leuchtanzeigen an das Zusatzanzeige- und Bedienfeld im Kontrollraum zu übermitteln.

<b>Bezeichnung</b>	<b>Erdbebensicherheit von Rohrleitungen bei einem „Noyau Dur“-Beben</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Störfälle, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennstoffbecken
<b>Typ</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Reaktorspezifisch

**Ziel:** Gewährleistung der Erdbebensicherheit der Rohrleitungen, die im „Noyau Dur“-Szenario intakt bleiben müssen.

**Technische Erläuterung:** Die Maßnahme zielt darauf ab, die Erdbebensicherheit der

Hard-Core-Rohrleitungen zu gewährleisten. Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Halterungen der betroffenen Rohrleitungsabschnitte bei Bedarf zu modifizieren.

<b>Bezeichnung</b>	<b>Erdbebensicherung des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der Halterungen im „Noyau Dur“-Szenario (Regulatorische Referenzunterlagen)</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Beanspruchungen, Unfälle ohne und mit Kernschmelze
<b>Typ</b>	Materielle Bestimmung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Lager

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

**Technische Erläuterung:** Die Anordnung soll die Erdbebensicherheit des Kerns des Hauptprimärkreislaufs und des Sekundärkreislaufs

(CPP/CSP) sowie die Einhaltung der Kriterien der behördlichen Referenzunterlagen für die Rohrleitungen des CPP/CSP zu gewährleisten.

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

<b>Bezeichnung</b>	<b>Erdbebensicherheit bei „Noyau Dur“-Lastfällen (einschließlich „Noyau Dur“-Erdbeben)</b>
<b>Thema</b>	Einwirkungen (Erdbeben)
<b>Typologie</b>	Bestimmungen zum Kernblock zur Erfüllung der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des RP4 900 erlassenen Vorschriften [AGR-F] und/oder [ND-C]
<b>Anwendbarkeit</b>	Generisch Stufe

**Ziel:** bestimmte Ausrüstungen, die Teil des Kernbereichs sind, robust gegenüber „Hard-Core“-Situationen zu machen.

**Technische Erläuterung:** Als Reaktion auf die Vorschriften [AGR-F] und/oder [ND-C] wird EDF Maßnahmen umsetzen, um

gegenüber „Noyau Dur“-Lastfällen widerstandsfähig zu machen. Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen insbesondere in der Verstärkung von Halterungen oder Verankerungen oder im Austausch von Materialien durch Materialien, die gegen „Noyau Dur“-Lastfälle robust sind.

<b>Titel</b>	<b>RRB-Markierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Plane</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Verschmelzung
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein

**Ziel:** Gewährleistung der Erdbebensicherheit des Kernbereichs durch erforderliche Maßnahmen im Kernbereich und durch Anlagen, die in der kalten Jahreszeit zum Einsatz kommen.

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

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

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

Die Maßnahme betrifft auch das Beheizungssystem der boriierten Wasserleitungen (RRB): Die Stromversorgung mehrerer Heizkabel wird angepasst und einige davon werden ausgetauscht, um deren einwandfreies Funktionieren zu gewährleisten und somit die erforderliche elektrische Begleitheizung der Leitungen sicherzustellen, falls es während einer Kälteperiode oder einer verschlechterten „Noyau Dur“-Situation zu einem Erdbeben kommt.

<b>Titel</b>	<b>Einbau einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelagerbecken, robust gegenüber dem „Noyau Dur“</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Brennstoffbecken
<b>Typ</b>	Hardware-Konfiguration
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Bereitstellung einer Messung zur Beurteilung des Zustands des Brennstofflagers im „Noyau Dur“-Zustand, um die Wasserzufuhr zum Lager zu steuern.

**Technische Erläuterung:** Die vorgeschlagene Anordnung besteht in der Installation einer analogen Messvorrichtung, mit der der Füllstand des

vom normalen Betriebsstand bis zur Oberkante der gelagerten Brennelemente zu messen.

Die Informationen zum Wasserstand sowie zur Entleerungsgeschwindigkeit des Brennelement-Lagerbeckens werden in den Kontrollraum weitergeleitet. Die gesamte Messkette ist

ausgelegt für das Erdbeben „Noyau Dur“ und die rauen Umgebungsbedingungen im Brennelementlager (BK). Die vorgeschlagene technische Lösung ist ein kabelgeführter Radarsensor, dessen Sonde am Rand des Brennelement-Lagerbeckens auf einer neuen Halterung angebracht wird. Die Elektronik ist außerhalb der BK-Halle untergebracht, um weniger rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt zu sein.

Die Messwerte werden im Kontrollraum an das Panel für Signale und Zusatzsteuerungen im Rahmen der Anordnung „Neue Kernsteuerung“.

<b>Überschrift</b>	<b>Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im BR-Becken</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Angriffe, Unfälle ohne Kernschmelze, Brennstoffbecken
<b>Typologie</b>	Sachliche Regelung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemeines

**Ziel:** Bereitstellung der erforderlichen Maßnahmen zur Durchführung eines Szenarios für den Kühlmittelverlust im Reaktorgebäude-Becken in einer „Hard Core“-Situation.

**Technische Erläuterung:** Die vorgeschlagene Anordnung zielt darauf ab, die „Alles-oder-Nichts“-Messkette für den Wasserstand im Reaktorgebäude-Becken (BR) gegenüber „Hard-Core“-Situationen widerstandsfähig zu machen. Diese Maßnahme kommt bei der „Hard-Core“-Führung im Stillstandszustand zum Einsatz, falls es zu einem Kühlverlust im BR-Becken kommt.

Der vorhandene Wasserstandssensor mit drei Schwellenwerten ist nach Überprüfung in seinem aktuellen Zustand qualifiziert.

Er wird an die „Noyau Dur“-Leit- und Steuerungsanlage angeschlossen, um die Informationen an den Kontrollraum und an das „Noyau Dur“-Anzeige- und Zusatzsteuerpult weiterzuleiten.

<b>Bezeichnung</b>	<b>Dampfablass im Hard-Core-Zustand</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Brennstoffbecken
<b>Typ</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Etage

**Ziel:** Vermeidung eines Druckaufbaus in Gebäuden durch Dampf, der beim möglichen Überkochen der Wasserbecken entsteht, für Situationen, in denen sich der aktive Reaktorkern im Zustand „Abgeschaltet zur Wiederaufladung“ befindet.

**Technische Erläuterung:** Für Situationen mit einem „harten Kern“ im Zustand „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ (APR) plant EDF, die Restleistung der Brennelemente abzuleiten, indem das Wasserbecken des Reaktorgebäudes (BR) durch Schwerkraft aus dem Brennelement-Lagerbecken über das in dieser Konfiguration geöffnete Übertragungsrohr aufgefüllt wird (siehe Anordnung „Nachfüllung des Kerns in den BR- und BK-Becken“). Um eine Druckbeaufschlagung der Gebäude durch den Dampf zu vermeiden, der durch das mögliche Überkochen der Becken entsteht, werden eine Schleuse des BR

und ein Auslass des Brennstoffgebäudes (BK) geöffnet. Anschließend ist eine Rückkehr zur Kühlung durch die mobile Kühlvorrichtung vorgesehen

„PTR bis“, das von der FARN vor Ort gebracht wird. Dies ermöglicht es, nach einer entsprechenden Verkabelung sowohl das Zwischenlagerbecken für Brennstoff als auch das BR-Becken zu kühlen, wodurch das Sieden schließlich gestoppt wird und im BR und im BK wieder normale Bedingungen hergestellt werden können.

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

<b>Titel</b>	<b>Nachfüllung von Kernbrennstoff über den oberen Einfüllstutzen des Brennstofflagers</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Brennstoffbecken
<b>Typ</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

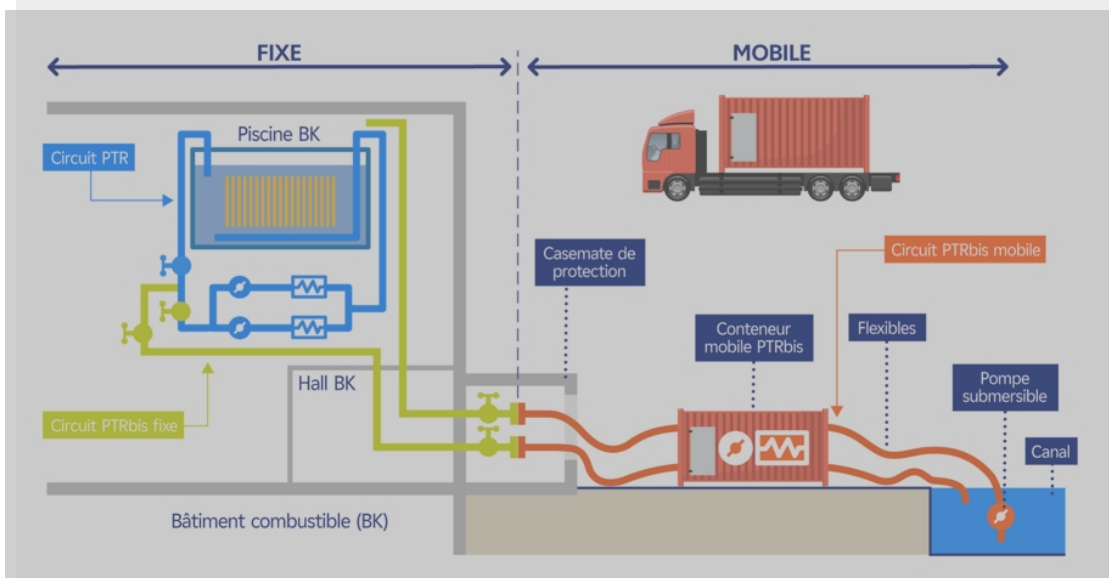
**Ziel:** Trennung der Funktionen „normale Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens“ und „Wasserzufuhr zum Kern des Brennelement-Lagerbeckens“.

**Technische Erläuterung:** Für die Funktion der Wasserzufuhr zum Kern des Brennelement-Lagerbeckens über die allgemeine Wasserquelle wird eine Konstruktionsänderung geprüft, um die Wasserzufuhr über eine spezielle Leitung von oben in das Becken sicherzustellen. Diese neue Konzeption ermöglicht es, die Funktionen „normale Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens“ und „Wassernachspeisung des Kerns im Brennelement-Lagerbecken“ voneinander zu trennen.

„Brennstoff“. Außerdem ermöglicht es eine gleichmäßige Verteilung des Kaltwassers im Becken durch eine Zufuhr am oberen Beckenrand und verhindert jegliches Risiko eines Kälteschocks an der Beckenauskleidung.

Die vorgeschlagene Anordnung besteht darin, die gemeinsame Druckleitung der Anordnungen „PTR bis“ und „Nachspeisung Noyau Dur in Wasser zum Brennstofflagerbecken“ nicht mehr an die Druckleitung der normalen Kühlung des Brennstofflagerbeckens anzuschließen, sondern diese gemeinsame Leitung oben am Becken münden zu lassen.

**Nachfüllung von Kernbrennstoff von oben in das Brennelementlagerbecken**  
(dargestellt durch die grüne Rohrleitung auf der Abbildung rechts vom Brennelementlagerbecken)



<b>Überschrift</b>	<b>Schutzmaßnahmen gegen Tornados im Hard-Core-Bereich</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Angriffe
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmungen
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

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

**Technische Erläuterung:** Der „Noyau Dur“ muss gegen einen Tornado der Stufe „Noyau Dur“ (Stufe EF3 auf der Fujita-Skala für das Kraftwerk Tricastin) widerstandsfähig sein. Dies beinhaltet den Schutz der

Kernbereichsstrukturen, -systeme und -komponenten vor den direkten Auswirkungen eines Tornados der Stufe „Kernbereich“ (z. B. windbedingter dynamischer Druck, Unterdruck, der zu einer Beschädigung der Lüftungskanäle führen kann) oder vor den indirekten Auswirkungen (umherfliegende Gegenstände) des Tornados.

Die vorgeschlagene Maßnahme sieht Folgendes vor:

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

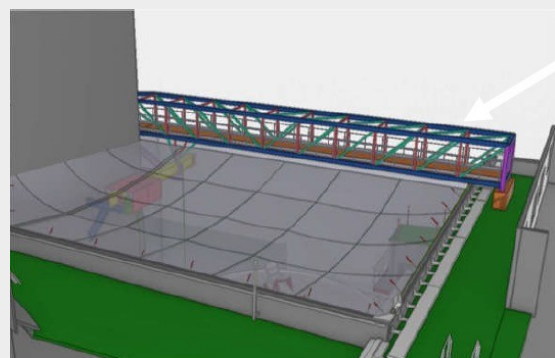
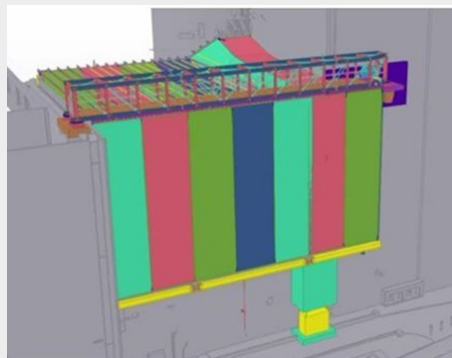
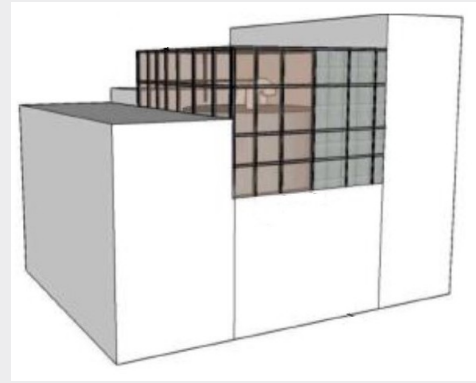
Die Art der Schutzvorrichtungen wird an jeden SSC-Typ angepasst. Die wichtigsten Schutzvorrichtungen werden außerhalb der Räumlichkeiten angebracht und bestehen aus zusätzlichen metallischen

(verstärkte Gitter, Stahlnetze, Stahlkonstruktionen, Gitterroste, Sonstiges) vor den zu schützenden Kernstrukturen (Abschnitte von Rohrleitungen, Kabelkanälen oder anderen), insbesondere den Behälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems der Schwimmbecken (PTR) und das Brennstoffgebäude (BK).

Diese Anordnung ist unten dargestellt.

**Schutz vor dem Tornado „Noyau Dur“:**  
Foto der Anlage – Beispiel Reaktor Nr. 1 des Kraftwerks Tricastin –

un Darstellung des vorgeschlagenen Aufbaus um die zylindrische PTR-Plane herum.



<b>Überschrift</b>	<b>220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Angriffe, Brennstoffbecken
<b>Typologie</b>	Materielle Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

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

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

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, in der Nähe des Reaktor-Kontrollraums neue 220-V-Steckdosen zu schaffen, die durch den DUS abgesichert sind, sowie die Installation von Stromabzweigungen, Stromumwandlungsanlagen, Unterverteilungsanlagen (Stromverteilung und -schutz) und den erforderlichen Anschlüssen (Steckdosenkästen).

<b>Bezeichnung</b>	<b>Lokales Krisenzentrum (CCL)</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementebecken
<b>Typ</b>	Materielle Ausstattung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Lager

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

**Technische Erläuterung:** Im Rahmen des RP4 900 schlägt EDF vor, die Krisenbewältigungsressourcen durch den Bau eines neuen lokalen Krisenzentrums (CCL) an jedem Standort zu verstärken, das es dem Betreiber des Standorts ermöglicht, eine schwerwiegende Krise (insbesondere ein Krisenmanagement über mehrere Reaktoren hinweg) bewältigen kann. Dieses Gebäude gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Zugänglichkeit, Autonomie und Wohnbarkeit. Es ist so dimensioniert, dass es den für den Hartkern festgelegten äußeren Belastungen standhält.

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

- über einen passiven Schutz und ein Filtersystem, das den Gehalt an Kontaminations- und Strahlungsquellen reduziert und für den Fall eines vollständigen Kernschmelzunfalls in einem Reaktor des Standorts ausgelegt ist,

- einer Dekontaminationszone, die verhindert, dass sich die dosimetrischen Bedingungen im Inneren des CCL verschlechtern, falls die äußere Umgebung besonders kontaminiert sein sollte,

- über eine autonome Stromversorgung, die durch ein Notstromaggregat und Batterien gewährleistet wird,
- einer externen Stromversorgung des CCL durch die FARN,
- einer automatischen Weiterleitung der für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen für alle Reaktoren des Standorts.

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

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

<b>Titel</b>	<b>Langfristige Kühlung des Kontrollraums</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Angriffe, Unfall ohne und mit Kernschmelze, BK-Becken
<b>Typ</b>	Untersuchte Anordnung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein

**Ziel:** Gewährleistung der langfristigen Kühlung des Kontrollraums im Hard-Core-Szenario.

**Technische Beleuchtung:** Es werden Untersuchungen zu den Temperaturbedingungen im Elektroraum und insbesondere im Kontrollraum auf mittlere und lange Sicht durchgeführt, und zwar in „Hard-Core“-Szenarien mit lang anhaltendem Ausfall der normalen Kühlung (Ausfall der Kältequelle).

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

Kontrollraum eines 900-MWe-Reaktors



## Weitere Maßnahme

Die folgende Maßnahme betrifft mehrere Sicherheitsziele.

<b>Titel</b>	<b>Erreichbarkeit der Einsatzkräfte bei Unfällen für Maßnahmen vor Ort</b>
<b>Thema</b>	Sicherheit / Übergriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
<b>Typologie</b>	Materielle Bestimmungen und Bestimmungen, die derzeit geprüft werden, als Folge von Studien, die als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des RP4 900 erlassene Vorschrift [FOH-B] durchgeführt wurden
<b>Anwendbarkeit</b>	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 Nachweis der nuklearen Sicherheit betrachteten Situationen nicht zu einer Veränderung der Umgebungsbedingungen führen, die die Durchführung der von den Einsatzkräften vor Ort durchzuführenden Maßnahmen (Maßnahmen, die für die Bewältigung dieser Unfallsituationen erforderlich sind) beeinträchtigen könnte.

Die Analysen haben ergeben, dass bestimmte Ventile des Sicherheitsinjektionssystems (RIS) und des chemischen und volumetrischen Kontrollsystems (RCV) aufgrund der dort herrschenden radiologischen und thermischen Umgebungsbedingungen möglicherweise nicht mehr vor Ort betätigt werden können, falls dies erforderlich sein sollte.

Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme ist es, die Betätigung dieser Ventile vom Elektroraum aus zu ermöglichen. Diese Ventile werden über Schaltschränke mit Strom versorgt, an die Selbstüberwachungszellen (bereits vorhandene Vorrichtungen) angeschlossen werden können, um die Ventile . Betroffen sind drei Ventile: ein Ventil am chemischen und volumetrischen Kontrollsystem (RCV) sowie zwei Ventile am

Sicherheitseinspritzsystem (RIS). Für eines dieser beiden Ventile wird ein Adapter bereitgestellt, um den Anschluss der Selbstüberwachungszelle 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 Anordnung der Belüftung des Schaltschranks zu nutzen, um die Kompaktheit und damit die Abschottung der Überlebensinsel (die den Kontrollraum enthält) zu verbessern, indem die Belüftung von Nebenräumen, die vom Kontrollraum entfernt sind, getrennt wird, insbesondere bei den geraden Reaktoren.

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

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

## 3.2 Maßnahmen im Zusammenhang mit dem Bereich „e Nachteile“

Dieser Teil der periodischen Überprüfung betrifft die Beherrschung der Beeinträchtigungen, die von der Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen, Abfällen sowie der von ihr verursachten Belästigungen (Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Vibrationen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen) ausgehen.

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

- zum einen eine Bestandsaufnahme der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie die

Erfahrungsbericht über ihren Betrieb im vergangenen Jahrzehnt,

- andererseits die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die der Betrieb der Anlage im Normalbetrieb für die Gesundheit und die Umwelt.

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

## Bestimmungen bezüglich zum langfristigen Erhalt der Anlagen

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

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Komponenten nach 40 Jahren ihre Funktion weiterhin erfüllen können (Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter),
- den Nachweis zu erbringen, dass austauschbare Komponenten nach 40 Jahren ihre Funktion weiterhin erfüllen können, oder sie entweder auszutauschen oder zu sanieren,

→ nachzuweisen, dass die betreffenden mechanischen und elektrischen Anlagen weiterhin den Anforderungen entsprechen, oder sie gegebenenfalls entweder zu ersetzen oder zu sanieren.

EDF schlägt folgende Maßnahmen zur langfristigen Erhaltung der Anlagen vor.

<b>Überschrift</b>	<b>Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen der KRT-Kette mit hohem Gamma-Fluss BR</b>
<b>Thema</b>	Aufrechterhaltung der Eignung
<b>Typ</b>	Materielle Bestimmung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Gewährleistung der Qualifizierung einer Aktivitätsmesskette im Reaktorgebäude unter Unfallbedingungen über einen Betriebszeitraum von mehr als 40 Jahren.

**Technische Erläuterung:** Die Kontrollkette für die „hohe Gamma-Strahlung“ im Reaktorgebäude (die zum Radioaktivitätsüberwachungssystem des KRT-Reaktors gehört) ermöglicht die Messung der Gamma-Dosisleistung der Luft im Reaktorgebäude ab Beginn eines Unfalls.

und deren Entwicklung zu verfolgen. Die Maßnahme zielt darauf ab, die Eignung dieser Kette für die unvorhergesehenen Betriebsbedingungen auch nach mehr als 40 Jahren Betrieb sicherzustellen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, bestimmte Komponenten zu ersetzen, deren fortbestehende Eignung nicht nachgewiesen werden kann: Messkasten, Anschlusskasten sowie den digitalen Durchflussmesser<sup>6</sup>.

<b>Titel</b>	<b>Aufrechterhaltung der Eignung der Schränke und Gehäuse des Stromverteilungssystems der Notstromversorgung</b>
<b>Thema</b>	Aufrechterhaltung der Qualifizierung
<b>Typ</b>	Zu prüfende Bestimmung
<b>Anwendbarkeit</b>	Allgemein Stufe

**Ziel:** Gewährleistung der Eignung von Schaltschränken und Verteilerkästen, die mit dem Notstromversorgungssystem verbunden sind, unter Unfallbedingungen auch nach mehr als 40 Betriebsjahren.

**Technische Erläuterung:** Die vorgeschlagene Bestimmung sieht vor, dass Komponenten ersetzt werden, für die keine Erweiterung der Qualifizierung ausgesprochen werden kann. Die derzeit laufenden Qualifizierungsstudien werden zeigen, ob diese Bestimmung erforderlich ist oder nicht.

<sup>6</sup> Ein Ictometer ist ein Gerät zur Messung ionisierender Strahlung.

# Anhang 1

Dieser Anhang listet die vom Betreiber vorgeschlagenen und in §3 näher ausgeführten Bestimmungen auf

## **Bestimmungen zu Unfällen ohne Kernschmelze (§3.1.2.1)**

- Druckerhöhung in den Borwasserspeichern des Sicherheitsinjektionssystems
- Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle
- Begrenzung der Bewegungen der Regelstäbe der Gruppe „R“
- Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelementkassette
- Erweiterung der Studien im ergänzenden Bereich
- Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen)
- Anbringen eines Entnahmestutzens an der doppelten Ummantelung der RIS- und EAS-Kreisläufe

## **Bestimmungen zu Beanspruchungen (§3.1.2.2)**

- Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Belastungen
- Verringerung der Wärmebelastungen
- Verbesserung der Robustheit der Anlage gegenüber Brandgefahren
- Schutz des Brennelement-Lagerbeckens vor Brandgefahr
- Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „harten Kern“-Containment (EAS-ND) und Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromverteilung
- Schutz von Räumen, die bei einem Brand durch den Ausfall der ortsfesten Sprinkleranlagen gefährdet sind
- Verhinderung der Explosionsgefahr in den Batterieräumen
- Schutz der Rohrleitungen im Reaktorblock vor Explosionen
- Funktionale Analysen zur nuklearen Sicherheit im Hinblick auf interne Explosionen und Risikoprävention im Reaktorgebäude
- Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
- Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei Hochwärmesituationen
- Schutz vor Tornados (Gitter)

## **Bestimmungen für das Brennstofflagerbecken (§3.1.2.43)**

- Verdopplung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des BK-Beckens
- Ergänzende Studien zur Sicherheit der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennstoffgebäude (BK)
- Rückkehr in einen nicht siedenden Zustand des BK-Beckens nach einem Unfall oder einer Störung

## **Bestimmungen zu Unfällen mit Kernschmelze (§3.1.2.4)**

- Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze
- Austausch bestehender Ausrüstungen, die für Unfälle mit Kernschmelze nicht qualifiziert sind
- Festinstallierte Leitungen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser
- Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage
- Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude
- Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes
- Elektrische Notstromversorgung für die Behälterdurchbruchserkennung durch das DUS und Einrichtung einer Coriumausbreitungserkennung im Kerninstrumentierungsraum (RIC)
- Verstärkung der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes
- Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentenraum und dem Bereich der Sumpfbecken des Reaktorgebäudes
- Einbau von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes
- Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungs- und Filteranlage des U5-Behälters für Erdbeben der Stufe SMS
- Zusätzliche Wassereinspeisung zusätzlich zu der des PTR
- Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten Schalträumen des Sicherheitskanals B befinden

### Sicherheitsmaßnahmen, die mehrere Sicherheitsziele betreffen (§3.1.2.5)

#### Kernbereichsmaßnahmen (§3.1.2.5.1)

- Betrieb des Kernbereichs
- Steuerung und Regelung des Kernbereichs
- Notstromversorgung der Dampferzeuger des Kernbereichs (ASG-ND) und Nachspeisung des Kernbereichs in die BR- und BK-Becken
- Injektionspumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Harter Kern“ (PIJ-ND)
- Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung in Hard-Core-Situationen
- Erkennung eines vollständigen Ausfalls der Kühlquelle (H1), robust gegenüber Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“
- Automatische Abschaltung des Reaktors und Meldung eines „signifikanten Erdbebens“, robust gegenüber dem „Noyau Dur“-Szenario
- Erdbebensicherheit der Rohrleitungen bei einem „Noyau Dur“-Erdbeben
- Erdbebensicherheit des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Unterlagen (Dossiers de Référence Réglementaire)
- Robustheit gegenüber „Noyau Dur“-Lastfällen (einschließlich „Noyau Dur“-Erdbeben)

- RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung
- Hinzufügen einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelagerbecken, die gegen Erdbeben im Kernbereich robust ist
- Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessung im BR-Schwimmbecken
- Dampfablass bei „Noyau Dur“-Betrieb
- Nachfüllung bei „Noyau Dur“ über den oberen Rand des Brennstofflagers
- Schutzvorrichtungen gegen Tornados im „Noyau Dur“-Bereich
- 220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die durch das DUS abgesichert sind
- Lokales Krisenzentrum (CCL)
- Langzeitkühlung des Kontrollraums

#### Sonstige Vorkehrungen

- Zugänglichkeit für Einsatzkräfte in Notfällen für Maßnahmen vor Ort

#### Bestimmungen zur Aufrechterhaltung des Betriebs nach 40 Jahren (§3.3)

- Aufrechterhaltung der Qualifikation für Notfallbedingungen der KRT-Kette mit hohem Gamma-Fluss BR
- Aufrechterhaltung der Eignung der Schaltkästen und Schaltanlagen des Notstromversorgungssystems

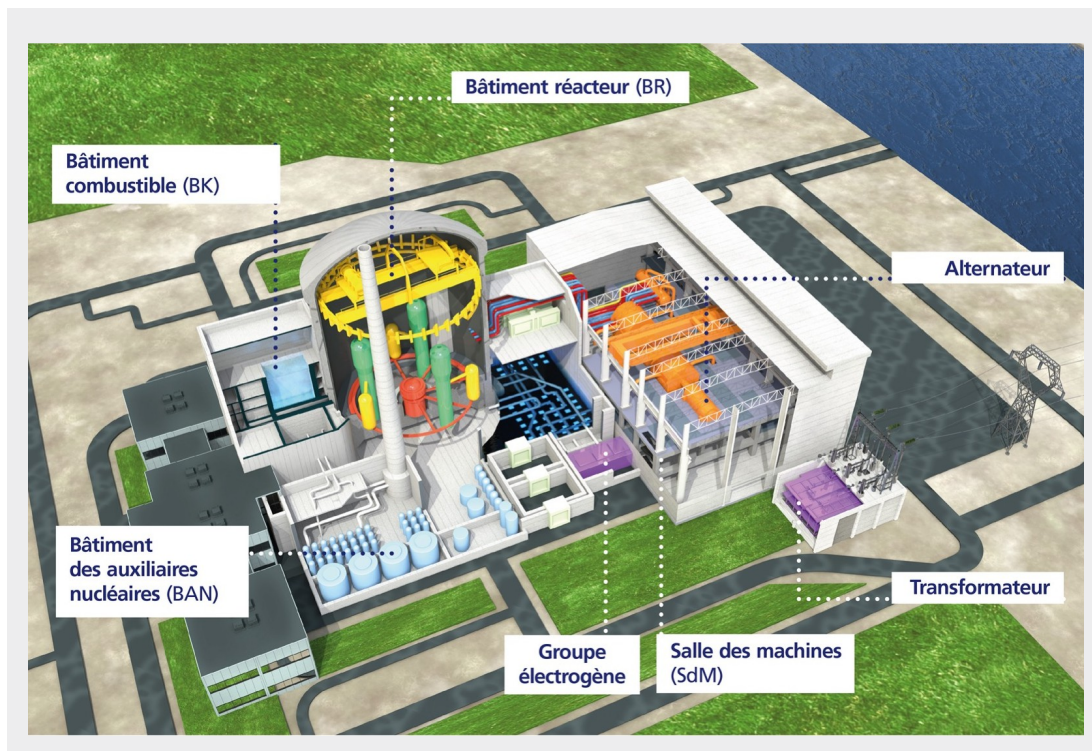


Reaktor Nr. 3 – Dokument 3 – Beschreibung der vom Betreiber im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen

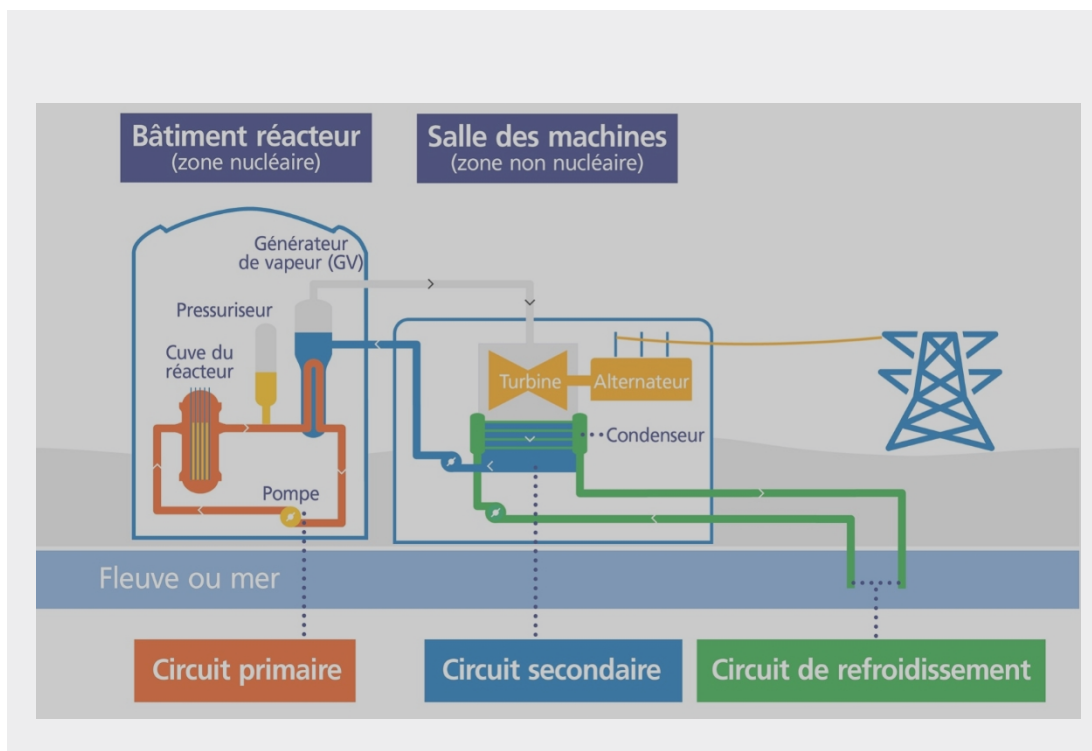
# Anhang 2

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

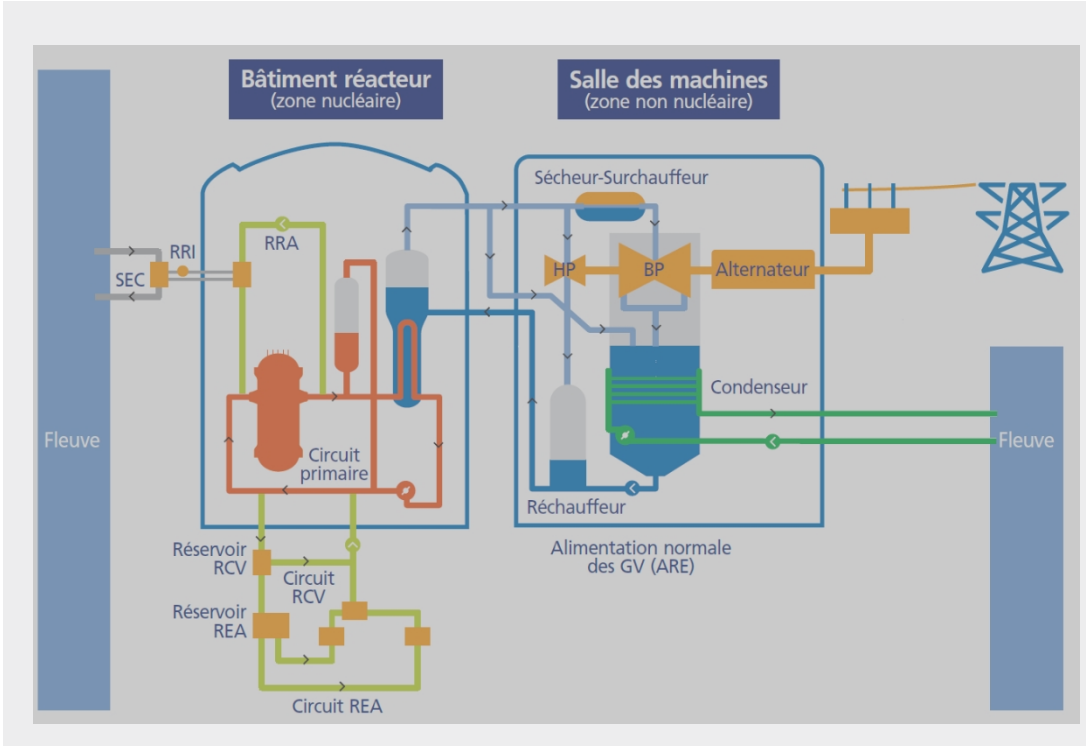
Lage der wichtigsten Gebäude eines Kernkraftwerks



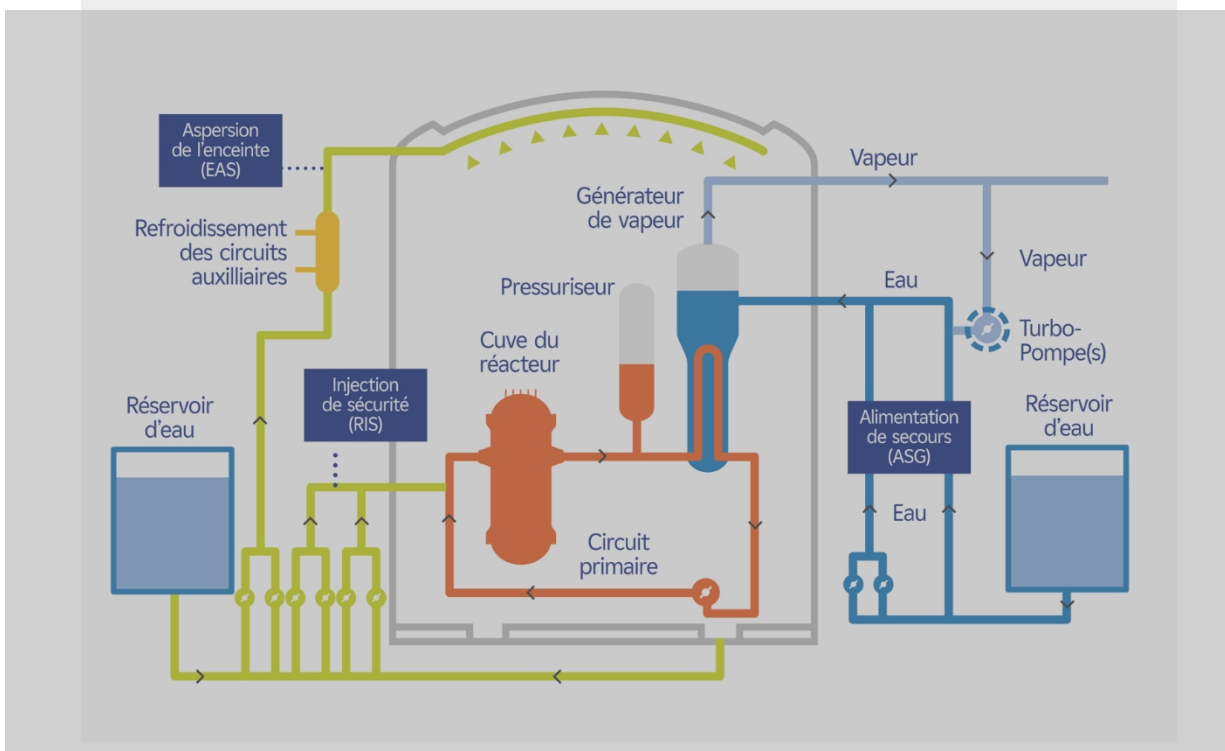
Funktionsprinzipien eines Kernkraftwerks

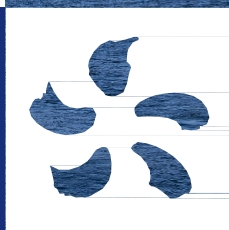
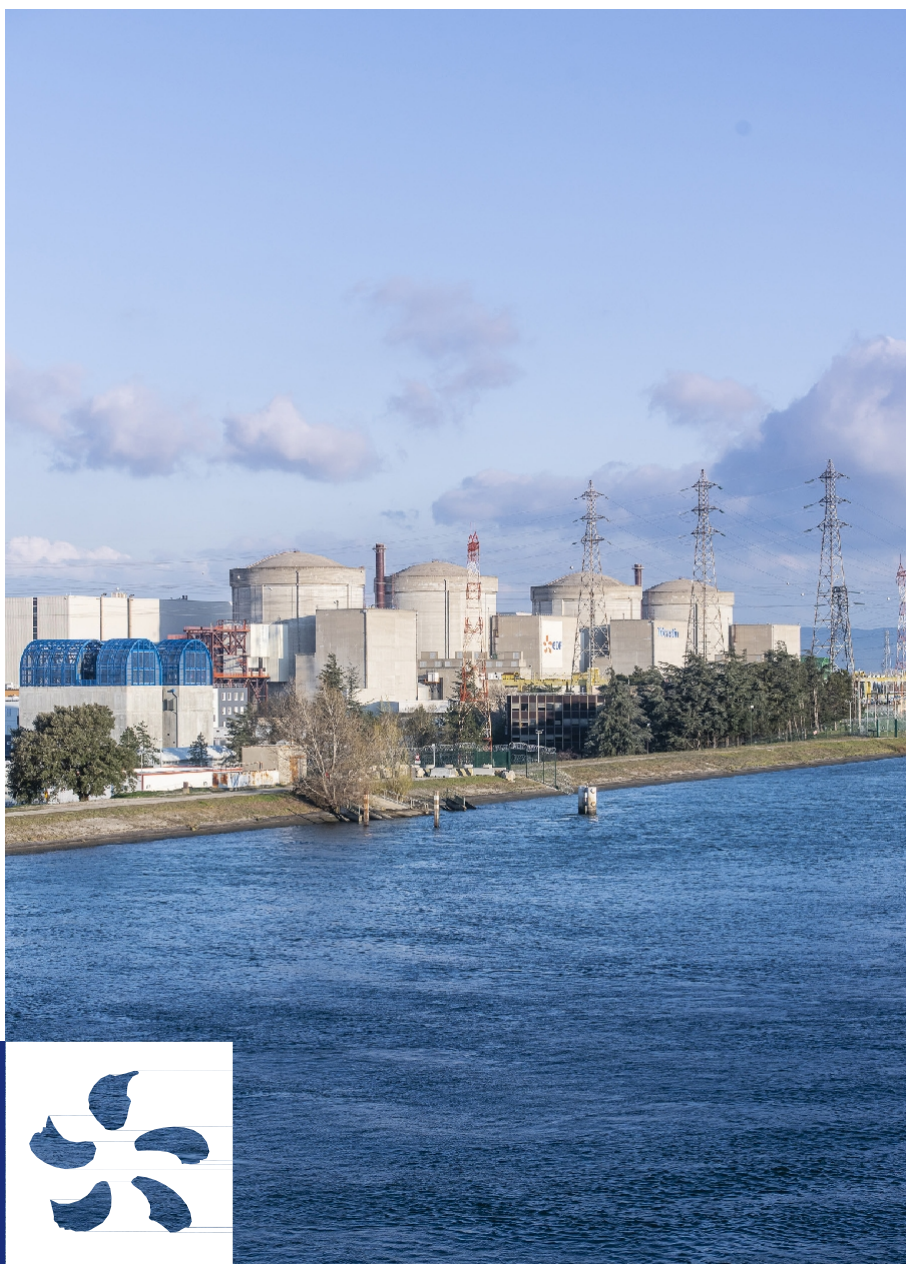


Reaktor im Normalbetrieb: Hauptkreisläufe



Sicherheitssysteme: 3 Hauptkreisläufe (ASG, RIS, EAS)





**KERNKRAFTWERK TRICASTIN**

# Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4-periodische Überprüfung

## Reaktor Nr. 3

Dokument 3 – Beschreibung der vom Betreiber im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen

## EDF

Leitung Kernkraftwerksbetrieb CNPE Tricastin  
4502, route du site du Tricastin 26130 Saint-  
Paul-Trois-Châteaux Kontakt:  
Denis Brunel: Abteilung Kommunikation E-Mail: [tricastin-communication@edf.fr](mailto:tricastin-communication@edf.fr)

Hauptsitz  
22-30, Avenue de Wagram 75008  
PARIS

Handelsregister Paris 552 081 317  
Aktiengesellschaft mit einem Kapital von 2.084.365.041

Euro [www.edf.fr](http://www.edf.fr)