

# Kurzgutachten<sup>1</sup> zu den generischen Vorschriften der ASNR<sup>2</sup> für die Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich<sup>3</sup>

## Inhalt

<b>1</b>	<b>Erläuterung des Greenpeace - Auftrags zur kritischen Bewertung der ASNR-Vorschriften für die Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich.....</b>	<b>3</b>
<b>2</b>	<b>Erläuterungen zum Anlagenstatus der 1300 MWe AKW mit Druckwasserreaktoren (DWR) in Frankreich .....</b>	<b>8</b>
<b>3</b>	<b>Anforderungen an die Anlagensicherheit, die einem Betrieb der 1300 MWe Anlagen über die ursprüngliche Laufzeit von 40 Jahren hinaus seitens ASNR zu Grunde zu legen sind .....</b>	<b>10</b>
3.1	Überblick über grundlegende Anforderungen an die Anlagensicherheit ...	10
3.2	Erläuterung der „ASNR-Vorschriften für die Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren“ /ASNR 2025/ .....	13
<b>4</b>	<b>Kritische Bewertung der „ASNR-Vorschriften für die Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren“ /ASNR 2025/ .....</b>	<b>24</b>
4.1	Was wird durch die ASNR-Vorschriften zur Sicherheit erreicht, welche aktuellen Sicherheitsanforderungen sind nicht nachrüstbar, welche Fragen aus der bisherigen Betriebserfahrung der 1300 MWe AKW haben Bedeutung für eine LTE? .....	24

---

<sup>1</sup> Verfasser: Prof. Dr.-Ing. habil. Manfred Mertins, University of Applied Sciences Brandenburg, manfred.mertins@th-brandenburg.de

<sup>2</sup> ASNR: The Nuclear Safety and Radiation Protection Authority (ASNR) created by the law on the organisation of the governance of nuclear safety and radiation protection of 21 May 2024 came into operation on 1st January 2025. It is the result of the merger of the Autorité de sûreté nucléaire (ASN) and the Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)

<sup>3</sup> „Conditions de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 1300 MWe au-delà de 40 ans“, <https://www.asn.fr/reglementation/consultations-du-public/conditions-de-la-poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-1300-mwe-au-dela-de-40-ans>

4.1.1	Was wird durch die ASNR-Vorschriften hinsichtlich der Sicherheit für die 1300 MWe Reaktoren erreicht? .....	24
4.1.2	Welche aktuellen Sicherheitsanforderungen sind bei den 1300 MWe Reaktoren praktisch nicht nachrüstbar? .....	26
4.1.3	Kritische Anmerkungen zu den Maßnahmen zum Schutz gegen externe übergreifende Einwirkungen.....	35
4.1.4	Welche Fragen aus der bisherigen Betriebspraxis der 1300 MWe AKW haben Bedeutung für eine LTE und sind Teil des Nachrüstprogramms....	47
4.2	Zeitraumen für die Umsetzung erforderlicher Nachrüstmaßnahmen .....	59
4.3	Weitere, noch zu erwartende Positionierung von ASNR zu Sachverhalten der Laufzeitverlängerung.....	60
<b>5</b>	<b>Erkenntnisse zu Möglichkeiten und Grenzen einer Nachrüstbarkeit alter AKW auf den aktuellen Sicherheitsstand, wie er z.B. durch die Anforderungen an den EPR definiert ist .....</b>	<b>60</b>
<b>6</b>	<b>Zusammenfassende Bewertung des Standes der Sicherheit der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich im Lichte der ASNR-Vorschriften zu deren Nachrüstung .....</b>	<b>64</b>
<b>7</b>	<b>Literatur .....</b>	<b>72</b>

# **1 Erläuterung des Greenpeace - Auftrags zur kritischen Bewertung der ASNR-Vorschriften für die Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich**

Die Verlängerung der Laufzeit der in Betrieb befindlichen AKW<sup>4</sup> mit 1300 MWe Reaktoren in Frankreich steht aktuell auf der Tagesordnung.

Die 20 1300-MWe-Atomkraftwerke (P4 und P'4)<sup>5</sup> in Frankreich stellen eine Weiterentwicklung der CP(X)-AKW (900 MWe, „3-loop“-Design) dar. Die elektrische Nettoleistung der P4- und P'4-Reaktoren wurde dabei unter Verwendung eines „4-loop“-Designs auf 1300 MWe gesteigert. Der ursprüngliche Entwurf der Anlagen mit der Bezeichnung P4 basierte auf einer Westinghouse-Lizenz, von der in den 1980er Jahren acht Einheiten gebaut wurden. Framatome entwickelte eine eigene „französischisierte“ Version der P4-Serie von Westinghouse, genannt P'4, von der 12 Einheiten gebaut wurden. Insgesamt wurden 20 P4- und P'4 Reaktoren mit einer Gesamtnettoleistung von 26 GW errichtet /EDF 2013/.

Die Anlagen der P4 und P'4 - Serie sind als Einzelanlagen konzipiert.

Die P'4-Serie unterscheidet sich von der P4-Serie dadurch, dass die Installation von Gebäuden und Bauwerken mit dem Hauptziel der Kostenreduzierung optimiert wurde. Das Ergebnis ist ein komplexeres Anlagendesign und sind kleinere Gebäude und Strukturen.

Der Baubeginn der 1300 MWe AKW lag im Zeitraum von 1977 bis 1984. Das Sicherheitskonzept dieser Anlagen ist mit dem Konzept der 900 MWe Reaktoren der CP(X) Serie vergleichbar und stammt aus Anfang der 1970er Jahre.

Erkenntnisse und Schlussfolgerungen aus dem Reaktorunfall in Three Mile Island (1979), der Katastrophe von Tschernobyl (1987), dem Anschlag von 9/11 in New York (2001) und der Katastrophe von Fukushima (2011), die jeweils zu erheblichen Verschärfungen bestehender Sicherheitsanforderungen führten, konnten somit nicht in die sicherheitstechnische Auslegung dieser Anlagen einfließen, stellen aber jetzt den Maßstab für

---

<sup>4</sup> AKW: Atomkraftwerk

<sup>5</sup> P4: Paluel, Saint-Alban, Flamanville; P'4: Cattenom, Belleville, Nogent, Golfech, Penly

ein zu erreichenden Sicherheitsstandard für AKW dar, die entweder aktuell errichtet oder aber über ihre ursprüngliche Laufzeit hinaus weiter betrieben werden sollen.

In Frankreich ist die Laufzeit von AKW in den jeweiligen Genehmigungen nicht begrenzt. Über einen Weiterbetrieb des jeweiligen AKW, in der Regel über einen Zeitraum von 10 Jahren, wird auf der Grundlage der Ergebnisse einer periodisch, jeweils nach 10 Jahren, stattfindenden Sicherheitsüberprüfung seitens der zuständigen Behörde entschieden. Periodische Sicherheitsüberprüfungen dienen deshalb nicht nur der Bestätigung eines vorhandenen Sicherheitsniveaus, sondern sollen auch definitive Maßnahmen zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus ausweisen /IAEA 2013/.

Im Jahr 2017 leitete EDF<sup>6</sup> die vierte regelmäßige Überprüfung seiner zwanzig Kernreaktoren mit einer Leistung von 1300 MWe ein. Um die Vorteile des standardisierten Charakters seiner Reaktoren zu nutzen, praktiziert EDF diese regelmäßige Überprüfung in zwei Phasen:

- eine periodische Überprüfungsphase, die als "generisch" bezeichnet wird und Themen abdeckt, die allen 1300 MWe Reaktoren gemeinsam sind. Dieser generische Ansatz ermöglicht es, Studien über die Kontrolle der Alterung und der Konformität der Anlagen sowie Studien zur Neubewertung der Sicherheit und das Design etwaiger Änderungen an den Anlagen zu bündeln.
- eine sogenannte "spezifische" periodische Überprüfungsphase, die jeden Reaktor einzeln abdeckt und zwischen 2027 und 2035 stattfinden wird. Diese Phase ermöglicht es, die besonderen Eigenschaften der Anlagen und ihrer Umgebung zu berücksichtigen, wie z. B. Umfang und Ausmaß der zu berücksichtigenden naturbedingten Einwirkungen.

Der Zeitplan für die periodischen Sicherheitsüberprüfungen der 1300 MWe AKW ist aus Bild 1 ersichtlich.

---

<sup>6</sup> EdF - Électricité de France SA

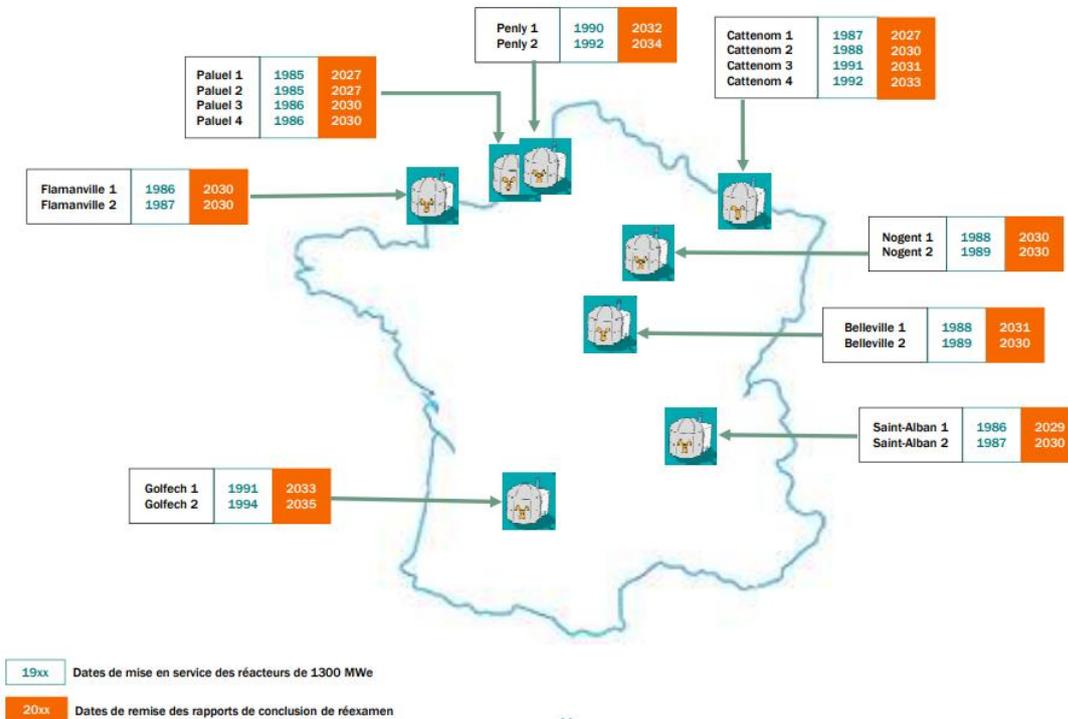


Bild 1: ZEITPLAN FÜR DIE REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNGEN der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich /ASN 2019b/

Das für AKW, die über die ursprüngliche Betriebszeit von ca. 40 Jahren hinaus betrieben werden sollen, zu erreichende Sicherheitsniveau soll sich, in Übereinstimmung mit Verlautbarungen von ASNR<sup>7</sup>, IRSN<sup>8</sup> und EdF, insbesondere an den von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im September 2021<sup>9</sup> veröffentlichten „WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors“ /WENRA 2021/ sowie an den „WENRA Safety Objectives for New Nuclear Power Plants“ /WENRA 2020/ orientieren. Von Bedeutung sind weiterhin die von ASNR in Frankreich festgelegten Anforderungen an den EPR<sup>10</sup> /ASN 2014/, soweit sie den Stand von Wissenschaft und Technik

<sup>7</sup> ASN - Autorité de sûreté nucléaire

<sup>8</sup> IRSN - Institute for Radiation Protection and Nuclear Safety

<sup>9</sup> Erstmals von WENRA veröffentlicht in 2014, in der Folge Überarbeitung

<sup>10</sup> EPR – European Pressurized Reactor

repräsentieren. Orientierung bilden auch die diesbezüglichen Empfehlungen der IAEA<sup>11</sup> /IAEA 2006, IAEA 2016/ sowie der EU<sup>12</sup> /EU 2014/.

Die seitens der französischen Behörde ASNR erstellten Anforderungen an die Laufzeitverlängerung von 1300 MWe AKW in Frankreich sind u.a. in „Orientations de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe d'EDF (RP4-1300)“<sup>13</sup> /ASN 2019a/ sowie in /ASN 2013/ veröffentlicht worden. ASNR definiert im Zusammenhang mit der Laufzeitverlängerung drei Ziele /ASN 2023/:

- Erstens soll nachgewiesen werden, dass die Reaktoren den geltenden Vorschriften entsprechen.
- Dann muss der Betreiber nachweisen, dass er die Alterung und die Veralterung der Systeme, Strukturen und Komponenten kontrollieren und systematisch verfolgen kann.
- Schließlich muss das Sicherheitsniveau der Anlagen gemäß den neuen Sicherheitsanforderungen, die derzeit für EPR oder gleichwertige Reaktoren angewendet werden, angehoben werden.

Nach /IRSN 2016c/ startete EDF in 2009 das Projekt zur Verlängerung der Betriebsdauer der 1300 MWe Reaktoren über 40 Jahre hinaus (LTE)<sup>14</sup>. Es beinhaltet als zentrale Inhalte

- ein spezifisches Programm für das Alterungsmanagement,
- eine Neubewertung der Sicherheit im Hinblick auf die für neue Reaktoren (EPR) geltenden Anforderungen und des Stands der Technik der Nukleartechnologien einschließlich entsprechender Nachrüstung.

Dabei spielte bereits die Forderung nach Schutz der Fundamentplatten der Reaktoren gegen Durchschmelzen in der Folge eines Kernschmelzunfalls eine zentrale Rolle.

---

<sup>11</sup> IAEA – International Atomic Energy Agency

<sup>12</sup> EU – Europäische Union

<sup>13</sup> <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/orientations-de-la-phase-generique-des-quatriemes-reexamens-periodiques-des-reacteurs-de-1300-mwe>

<sup>14</sup> LTE – Life Time Extension

Diese Forderung wurde dann in Auswertung des Unfalls im japanischen AKW Fukushima weiter verstärkt.

Die Anordnung von ASNIR vom 21. Januar 2014 an das AKW Belleville-sur-Loire (Cher)<sup>15</sup> enthält bereits diesbezüglich konkrete Anforderungen: „... the setting up (by EDF) of a system ... to prevent basemat melt-through by the corium ...“

In Frankreich ist beabsichtigt, die Gesamtheit der 1300 MWe AKW über die der Projektierung zu Grunde liegende Zeit von 40 Jahren weiter zu betreiben. Aktuell liegt seitens ASNIR ein „Entwurf einer Entscheidung des ASNIR über die Bedingungen für den Weiterbetrieb der 1300-MWe-Kernreaktoren von EDF über ihre 4<sup>e</sup> regelmäßige Überprüfung hinaus“<sup>16</sup> zur öffentlichen Diskussion vor.

Wie bereits bei den 900 MWe Reaktoren festgestellt, können auch bei den 1300 MWe Reaktoren eine Reihe grundlegender Sicherheitsdefizite im Abgleich mit aktuellen Sicherheitsanforderungen auch durch Nachrüstungen unter praktischen Gesichtspunkten nicht beseitigt werden.

Im Rahmen dieses Kurzgutachtens soll herausgearbeitet werden, ob und welche sicherheitsrelevanten Defizite auch bei Umsetzung der „ASNIR-Vorschriften für die Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren“ weiterhin bei diesen Anlagen festzustellen sind.

---

<sup>15</sup> Décision n°2014-DC-0394 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Belleville-sur-Loire (Cher) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC0274 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire

<sup>16</sup> « Décision n° 2025-DC-xxxx de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection du xx juin 2025 fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire (INB n°s 127 et 128), Cattenom (INB n°s 124, 125, 126 et 137), Flamanville (INB n°s 108 et 109), Golfech (INB n°s 135 et 142), Nogent-sur-Seine (INB n°s 129 et 130), Paluel (INB n°s 103, 104, 114 et 115), Penly (INB nos 136 et 140) et Saint-Alban/Saint-Maurice (INB n°s 119 et 120) au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique » /ASNIR 2025/

## 2 Erläuterungen zum Anlagenstatus der 1300 MWe AKW mit Druckwasserreaktoren (DWR) in Frankreich

Derzeit sind in Frankreich 57 AKW an 18 Standorten mit einer installierten elektrischen Gesamtleistung von ca. 63,1 GW in Betrieb. Ein Reaktor vom Typ EPR ist seit dem 3. Dezember 2007 am Standort Flamanville (Flamanville 3) im Bau und wurde am 21. Dezember 2024 nach ca. 17 Jahren Bauzeit erstmals an das Stromnetz angeschlossen. Seither lief der EPR-Reaktor mit 1.600 MW Leistung zunächst nur auf sehr geringer Leistungsstufe, da in der Anlaufphase zunächst noch zahlreiche Tests durchgeführt werden müssen<sup>17</sup>.

Eine Gesamtübersicht über die in Frankreich insgesamt in Betrieb und in Errichtung befindlichen AKW enthält Bild 2.

---

<sup>17</sup> „Mittlerweile steht das Atomkraftwerk Flamanville 3 still, die Stromproduktion ist eingestellt. Bei einer Kontrollfahrt am 11. Februar 2025 wurde ein unzureichender Wasserdurchfluss im Endkühlsystem (SRU) festgestellt. Da das Reaktorgebäude normalerweise durch das SRU-System gekühlt wird, musste das System gemäß der Allgemeinen Betriebsordnung (RGE) als nicht verfügbar eingestuft und der Reaktor heruntergefahren werden.“

Am 15. Februar 2025 (00:30 Uhr) wurde die Stromproduktion wegen eines Leistungsabfalls im EVU/SRU-Kühlkreislauf gestoppt. Dieser Kreislauf ist Teil der Meerwasserkreisläufe und darf nur in Ausnahmesituationen bei schweren Unfällen eingesetzt werden. Geplante Tests, die an diesem System durchgeführt wurden, zeigten niedrigere Ergebnisse als erwartet, teilte EDF mit.

Am 22. Februar 2025 musste die Abschaltung des Atomkraftwerks verlängert werden, um einen Eingriff an einer Temperatursonde im Hauptprimärstromkreis vorzunehmen.

Am 28. Februar 2025 wurde der Stillstand des Reaktors Flamanville 3 dann noch einmal verlängert, um Anpassungen an der Turbogeneratoreinheit vorzunehmen und den Betrieb zu optimieren. Neben diesen Aktivitäten ist eine weitere Wartung an einem Temperaturfühler des Primärkreislaufs durchgeführt worden.“

(<https://www.iwr.de/ticker/hochlauf-mit-hindernissen-neues-atomkraftwerk-flamanville-3-bleibt-weiter-abgeschaltet-artikel7344>)



Bild 2: AKW in Frankreich ([https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear\\_power\\_in\\_France#/media/File:Nuclear\\_power\\_plants\\_map\\_France-en\\_2.svg](https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_power_in_France#/media/File:Nuclear_power_plants_map_France-en_2.svg))

Zur Zeit der Designphase der P4 und P'4 - Reaktoren Beginn der 1970er Jahre waren die Anforderungen an die Sicherheit von AKW deutlich geringer als gegenwärtig. Infolgedessen sind bei diesen Reaktoren z.B. deutliche Abweichungen hinsichtlich der systemtechnischen Auslegung, wie Redundanz von Sicherheitssystemen, deren räumlicher Trennung, deren seismischer Qualifizierung sowie bei der Auslegung gegen übergreifende Einwirkungen wie schlagende hochenergetische Rohrleitungen, interne Überflutungen oder Brände im Vergleich zu gegenwärtigen Anforderungen festzustellen. Externe übergreifende Einwirkungen wie Erdbeben, Überflutungen oder Flugzeugabsturz wurden nicht systematisch in die Auslegung einbezogen. Dies betrifft dann auch den Sachverhalt des Nachweises der Robustheit im Falle auslegungsüberschreitender

externer Einwirkungen auf die jeweilige Anlage. Eine hohe Bedeutung kommt dabei den meteorologisch bedingten übergreifenden Einwirkungen (Überschwemmungen, Starkregen, Sturm, Trockenheit usw.) zu, da der gegenwärtige, menschenverursachte Klimawandel vorgedachte Entwicklungen bezüglich Häufigkeit und Intensität der meteorologisch bedingten Einwirkungen bereits jetzt deutlich verstärkt.

Bei den acht AKW Standorten mit 1300 MWe Reaktoren handelt es sich bei den Standorten Penly, Flamaville und Paluel um küstennahe Standorte.

Anlageninformationen zur Verfahrenstechnik, zur Stromversorgung, zur Brennelement-Lagerbeckenkühlung sowie zum anlageninternen Notfallschutz der 1300 MWe Reaktoren sind umfassend am Beispiel des AKW Cattenom in /EDF 2011 und Öko 2018/ dargestellt und erläutert. Informationen zu den Aufgaben des "Hardened Safety Core" sowie zu dessen Aufbau sind in /ASN 2013a/ beschrieben.

Auf eine detaillierte Erläuterung wird deshalb an dieser Stelle verzichtet.

### **3 Anforderungen an die Anlagensicherheit, die einem Betrieb der 1300 MWe Anlagen über die ursprüngliche Laufzeit von 40 Jahren hinaus seitens ASN zu Grunde zu legen sind**

#### **3.1 Überblick über grundlegende Anforderungen an die Anlagensicherheit**

Aktuell wird der für die Sicherheit von AKW in Frankreich bestimmende Stand durch die Anforderungen an den EPR definiert. Der EPR verfügt über ein sog. evolutionäres Sicherheitskonzept und wird auch als Reaktor der 3. (Sicherheits-) Generation (Generation III+) bezeichnet. Insbesondere soll ein beim EPR eingebauter Core-Catcher dem Auffangen und Abkühlen einer unfallbedingten Kernschmelze im Niederdruckbereich dienen. Unter Berücksichtigung dieser, gegenüber bisheriger Sicherheitskonzepte bei Leichtwasserreaktoren (LWR), vorgenommenen Entwicklung und weiterer Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von bisher als auslegungsüberschreitend eingestuften Anlagenzuständen kann man davon ausgehen, dass die Anforderungen, die für das Sicherheitskonzept des EPR /ASN 2014/ gelten, als dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend in Frankreich anzusehen sind.

Seitens ASN wird in /ASN 2015, ASN 2019a/ in Bezug auf die in Frankreich in Betrieb befindlichen AKW gefordert, dass als Voraussetzung für einen Betrieb dieser AKW über die ursprünglich vorgesehene Betriebsdauer von 40 Jahren hinaus, ein stark verbessertes Sicherheitsniveau zu erreichen sei. Als ein diesbezüglicher Bezug ist das Sicherheitskonzept des EPR angegeben worden. Dieser Bezug wird auch aktuell in /ASNR 2025/ beschrieben.

Hinsichtlich der Bezugnahme auf die Sicherheitsanforderungen an den EPR bei der Sicherheitsbewertung der in Frankreich betriebenen AKW gibt es auch Verlautbarungen der für ASN tätigen französischen Sachverständigenorganisation IRSN, in der dargelegt wird, dass die französischen Anlagen bei einem längerfristigen Betrieb an das Sicherheitsniveau des EPR anzupassen wären /IRSN 2010/ („the enhancement of the safety level with the aim to reach, when achievable, a level similar to that expected for Gen III reactors like EPR.“) bzw der Abstand dazu zu verringern wäre /IRSN 2011/ („Reinforced safety objectives are discussed with objective to reduce the difference between safety level of Gen II and Gen III (EPR) PWRs.“).

Auch seitens EdF wird die Angleichung der bestehenden AKW an den EPR-Sicherheitsstandard für deren längerfristigen Betrieb in Aussicht gestellt /EDF 2015/ („take into account as reference the GEN 3 safety objectives, like EPR“).

Bei den diesbezüglichen Nachweisen der erforderlichen höheren Sicherheit im Falle einer Laufzeitverlängerung dürfen jedoch die erforderlichen Auslegungsreserven der SSCs<sup>18</sup> nicht in Bezug genommen werden.

Aus den Darlegungen folgt, dass als Maßstäbe für die Bewertung in Betrieb befindlicher AKW in Frankreich im Falle einer Verlängerung der Laufzeit über die ursprünglich der Auslegung zu Grunde gelegten 40 Jahre hinaus die Standards heranzuziehen sind, die dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Für die Gruppe der AKW mit 1300 MWe Reaktoren in Frankreich sind somit die Anforderungen an die Sicherheit zu Grunde zu legen und anzuwenden, die aktuell für den EPR /ASN 2014/ gelten.

---

<sup>18</sup> SSC - Structures, Systems and Components

Gegebenenfalls vorhandene Abweichungen wären im Lichte einer Nicht-Erfüllbarkeit des o.g. grundlegenden Sicherheitsziels darzulegen und hinsichtlich des verbleibenden Risikos zu bewerten /siehe auch ASN 2023/.

Grundlegende Anforderungen an die Anlagensicherheit sind somit:

- Das grundlegende, und somit als Sicherheitsmaßstab dienende Sicherheitsziel lautet gemäß EU-Sicherheitsdirektive /EU 2014, dort Artikel 8a/:  
„Die Mitgliedstaaten stellen sicher, dass der nationale Rahmen für die nukleare Sicherheit vorschreibt, dass kerntechnische Anlagen mit dem Ziel ausgelegt, errichtet, in Betrieb genommen, betrieben und stillgelegt werden und ihr Standort mit dem Ziel zu wählen ist, Unfälle zu vermeiden und im Fall eines Unfalls dessen Auswirkungen abzumildern und Folgendes zu vermeiden:  
a) frühe Freisetzungen von radioaktivem Material, die anlagenexterne Notfall-schutzmaßnahmen erfordern würden, für deren Umsetzung nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht;  
b) große Freisetzungen von radioaktivem Material, die Schutzmaßnahmen erfordern würden, die weder örtlich noch zeitlich begrenzt werden könnten.“
- Gemäß Artikel 8a(2b) der EU-Sicherheitsdirektive /EU 2014/ sollen bei bestehenden AKW, soweit erforderlich, zur Erfüllung des in Artikel 8a angegebenen Sicherheitsziels „vernünftigerweise durchführbare Sicherheitsverbesserungen“ erfolgen. Der Rahmen zur Bestimmung „vernünftigerweise durchführbarer Sicherheitsverbesserungen“ ist von WENRA in /WENRA 2017/ angegeben.
- Für die Bewertung des Standes der Sicherheit bestehender AKW sind die aktuellen, den Stand des Wissens repräsentierenden Standards anzuwenden.
- In Frankreich wird dieser Stand durch die Anforderungen an den EPR dargestellt. Seitens der französischen Behörde ASN sowie des von der Behörde herangezogenen Gutachters IRSN<sup>19</sup> sollen infolgedessen die Anforderungen an den EPR als Prüfmaßstab für die bestehenden AKW zu Grunde gelegt werden.
- Das erforderliche technische Sicherheitsniveau ist durch geeignete Überwachungs- und Instandhaltungsmaßnahmen zu erhalten und entsprechend den

---

<sup>19</sup> „IRSN und ASN firmieren seit 01.01.2025 unter ASNR („On 1st January 2025, the ASN und IRSN became the French Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection – ASNR“), <https://www.french-nuclear-safety.fr>

Erfordernissen weiterzuentwickeln. Die stetige Hinterfragung und Verbesserung der Sicherheit gründet sich auch auf der Bewertung, Priorisierung und Umsetzung der Erfahrungen aus dem Betrieb. Von großer Bedeutung für die Sicherheit sind die frühzeitige Erkennung und Behebung von Fehlern und Fehlentwicklungen.

Wie oben angegeben wird durch ASNR erwartet, dass als Voraussetzung für einen Betrieb der bestehenden AKW über die ursprünglich vorgesehene Betriebsdauer von 40 Jahren hinaus ein stark verbessertes Sicherheitsniveau zu erreichen sei. Aktuell wird jedoch gemeldet, dass bereits bei den 900 MWe Anlagen erhebliche Probleme bei der zeitlichen Realisierung der diesbezüglichen Nachrüstprogramme auftreten („France's nuclear safety regulator, the Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), has said it is prepared to give EDF more time in order to implement safety upgrades required at its fleet of 900 MWe nuclear power reactors.“)<sup>20</sup>.

### **3.2 Erläuterung der „ASNR-Vorschriften für die Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren“ /ASNR 2025/**

„Der Entscheidungsentwurf der ASNR schließt die generische Phase der 4<sup>e</sup> periodischen Überprüfung der 1300-MWe-Reaktoren ab. Der Entwurf definiert die gemeinsamen Modalitäten für alle 1300-MWe-Reaktoren, die EDF einhalten muss, um den Weiterbetrieb über 40 Jahre hinaus in Betracht zu ziehen. Es bildet den Rahmen für die Umsetzung der beschlossenen Sicherheitsverbesserungen. Die Umsetzung wird mit der vierten Zehnjahresinspektion des Reaktors 1 des Kernkraftwerks Paluel Anfang 2026 beginnen.“ /ASNR 2025/

#### **KONTROLLE DER ALTERUNG UND KONFORMITÄT VON EINRICHTUNGEN**

ASNR ist der Meinung, dass EDF die Umsetzung eines Programms zur Überprüfung der Konformität der Reaktoren sicherstellt. Darüber soll EDF auch die erforderlichen Maßnahmen zur Überprüfung von Alterung und Konformität durch ausgedehnte Kontrollen vor Ort ergänzt haben. Der Umfang der Kontrollen soll auch die Besonderheiten berücksichtigen, die mit Reaktoren der Leistungsklasse 1300 MWe verbunden sind.

---

<sup>20</sup> World nuclear news, 14 November 2023, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/ASN-to-extend-deadline-for-upgrades-to-900-MWe-rea>

In Bezug auf die Reaktordruckbehälter ist EDF zuversichtlich, eine Verlängerung der Lebensdauer über 40 Jahre nachzuweisen. In jedem Fall bleibt die Erhöhung der Temperatur der Sicherheitseinspeisung jedoch eine Option, um die hierzu erforderlichen Margen sicherzustellen /EDF 2012/. Weitere Maßnahmen zur Begrenzung der Verprödung werden von IRSN diskutiert und vorgeschlagen, um einen Betrieb über 40 Jahre hinaus sicherzustellen /IRSN 2023a/.

EDF hat nach Meinung von ASNR insbesondere begründet, dass während des Zeitraums von zehn Jahren nach der 4<sup>e</sup> Zehnjahresinspektion kein Risiko eines plötzlichen Bruchs der Reaktordruckbehälter der 1300-MWe-Reaktoren besteht, vorbehaltlich der Ergebnisse der Kontrollen, die an jedem dieser Behälter kontinuierlich durchzuführen sind. /ASNR 2025/

ASNR weist darauf hin, dass EDF sich verpflichtet hat, spätestens bei der 4<sup>e</sup> Zehnjahresinspektion jedes Reaktors die Abweichungen zu beheben, insbesondere diejenigen, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben. Während der Zehnjahresinspektion gegebenenfalls festgestellte Abweichungen sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung so schnell wie möglich zu beheben.

ANSR hat Festlegungen getroffen:

- zur Behebung festgestellter Abweichungen und dabei einzuhaltender zeitlicher Abläufe.  
Im Falle besonderer Schwierigkeiten ist die Verschiebung der Behebung dieser Abweichungen auf Antrag bei ASNR über die vierte Zehnjahresinspektion hinaus möglich. Für Abweichungen, die bei der Zehnjahresinspektion festgestellt wurden und bei dieser nicht behoben werden können, hat der Betreiber den Zeitplan für ihre spätere Behebung zu begründen.
- zur Durchführung von Tests an der Anlage zum Nachweis der erforderlichen Funktionsfähigkeit und Zuverlässigkeit an den von Änderungen betroffenen Komponenten und Einrichtungen,
- zum Nachweis der Notkühlwirksamkeit bei Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzung insbesondere von Isoliermaterial. Die durchzuführenden Analysen und Bewertungen gehen zurück auf ein Ereignis im schwedischen AKW Barsebäck, wobei es zu einer Verstopfung eines Sumpfsiebes kam, was die Reaktorkühlung gefährdete. Dieses Ereignis führte weltweit zu

Untersuchungen des Verhaltens von Isoliermaterial im Falle von Notkühlungsvorgängen, und in der Folge zu Anlagenänderungen. Es ist jedoch bemerkenswert, dass seitens ASNR dem Betreiber ein längerer Zeitraum nach der vierten Zehnjahresinspektion zur Realisierung gegebenenfalls erforderlicher Änderungen eingeräumt werden soll. Denn **spätestens bei der zweiten planmäßigen Abschaltung für Wartung und Brennstoffwechsel** nach der vierten Zehnjahresinspektion der Reaktoren n<sup>os</sup>1 und 2 der Kernkraftwerke Paluel und Cattenom und des Reaktors n<sup>o</sup>1 des Kernkraftwerks Saint-Alban/Saint-Maurice und spätestens bei der vierten Zehnjahresinspektion der anderen Reaktoren ersetzt der Betreiber an den Primärrohrleitungen und den Primärböden der Dampferzeuger die Wärmeisolierungen, die im Falle eines Bruchs am Boden eines Dampferzeugers Fasern freisetzen können.

- zum Nachweis der Leistungsbilanz der Notstromaggregate für die Gesamtheit der Anforderungsfälle mit einer Marge von mindestens 5 %.
- zur Durchführung von Änderungen an der kaltseitigen Einspeisung des Notkühlsystems an den Blöcken 1 und 2 des AKW Paluel. Es ist auch hier bemerkenswert, dass seitens ASNR dem Betreiber ein längerer Zeitraum nach der vierten Zehnjahresinspektion zur Realisierung der erforderlichen Änderungen eingeräumt werden soll. Denn **spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** sollen an den Reaktoren n<sup>os</sup>1 und 2 des Kernkraftwerks Paluel die erforderlichen Änderungen erledigt sein.
- zum Nachweis der Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Falle von Kernschmelzunfällen
  - für die Dichtheit der Materialschleuse bis Ende Dezember 2026
  - für die Rückhaltewirksamkeit des Containments bis Ende Dezember 2025

#### VORSORGE GEGEN BRÄNDE, ÜBERSCHWEMMUNGEN, ERDBEBEN...

Kernkraftwerke sind für den Umgang mit verschiedenen internen und externen übergreifenden Einwirkungen ausgelegt, die direkt oder indirekt zu Schäden an sicherheitsrelevanten Ausrüstungen und Strukturen führen können.

So müssen die Anlagen unter anderem folgenden Einwirkungen standhalten können, infolge:

- interner Einwirkungen
  - u.a. Brände, Explosionen, Brüche von druckführenden Komponenten, Lastabstürze, Überschwemmungen durch Rohrleitungsbrüche;
- externer Einwirkungen
  - natürlichen Ursprungs, z.B. Erdbeben, Blitzschlag, Überschwemmungen, extreme Wetter- oder Klimabedingungen,
  - durch umliegende industrielle Aktivitäten und Verkehrswege (Explosionen, Ausstoß gefährlicher Stoffe, Flugzeugabstürze).

Nach Meinung von ASNR hat EDF die Sicherheit seiner Reaktoren im Hinblick auf die Risiken neu bewertet, die sich aus den verschiedenen Arten von Einwirkungen ergeben können. Die durchgeführten Studien sollen zur Identifizierung zahlreicher Änderungen an den Anlagen geführt haben.

ASNR hat in /ASNR 2025/ hierzu Festlegungen getroffen:

- Mit der Außentemperatur verbundene Risiken
  - Spätestens bei der vierten Zehnjahresinspektion legt der Betreiber die extremen Temperaturen  $T_E$  und  $T_{min}$ , die mit Hitzewellen in Verbindung stehen, unter Berücksichtigung einer jährliche Überschreitungshäufigkeit von höchstens  $10^{-2}$  (obere Grenze des 70 %- Konfidenzintervalls), fest.
- Gefahren durch interne Brände
  - Spätestens bei der vierten Zehnjahresinspektion führt der Betreiber die notwendigen Änderungen durch, die in den für den Sicherheitsnachweis relevanten Brandgefährdungsstudien ermittelt wurden.
  - **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** führt der Betreiber die Änderungen durch, die erforderlich sind, um die Zwischenlagerung von Brennelementen auf ein Volumen zu begrenzen, das mit den Annahmen der Brandgefährdungsstudien übereinstimmt. Er legt die Maßnahmen fest, die im Falle einer Überschreitung zu ergreifen sind.

- Risiken durch Erdbeben
  - **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** führt der Betreiber die erforderlichen Verstärkungen der Systeme, Strukturen und Komponenten durch, um die Erdbebensicherheit des Hardened Safety Cores (HSC) zu gewährleisten,
  - Für die Reaktoren der Kernkraftwerke Belleville-sur-Loire und Saint-Alban/Saint-Maurice untersucht der Betreiber bis spätestens 31. Dezember 2027 die Möglichkeiten einer Verstärkung, die es ermöglicht, höheren als den in oben genannten Erdbebengefährdungsstufen angegebenen zu begegnen, um den Unsicherheiten bei der Bestimmung der extremen Gefährdung und den möglichen besonderen Standorteffekten Rechnung zu tragen. Er legt die möglichen Änderungen fest, die im Hinblick auf die Herausforderungen für die Sicherheit umgesetzt werden müssen. Der Betreiber setzt die Änderungen **spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** um.
- Risiken infolge interner Überflutung
  - Bis zum 30. Juni 2026 legt der Betreiber den Ansatz, den er zur Bestimmung der Durchführungen mit dem höchsten Risikobeitrag für die Risikostudien zu internen Überflutungen wählt, und die damit verbundenen Anforderungen fest.
  - Spätestens bis zum 31. Dezember 2028 identifiziert der Betreiber diese Durchführungen für jeden Reaktor.
  - **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** führt der Betreiber für diese Durchführungen die erforderlichen betrieblichen Vorkehrungen durch.
- Risiken durch hochenergetisches Versagen von Rohrleitungen
  - Spätestens bis zum 31. Dezember 2025 überprüft der Betreiber die Annahmen, die in seinen Risikostudien für hochenergetische Rohrleitungsversagen getroffen wurden, unter Berücksichtigung der tatsächlichen Konfiguration mindestens eines Reaktors vom Typ P4 und eines Reaktors vom Typ P'4. Bis zum selben Datum muss er sich zur Notwendigkeit einer Ausweitung des Umfangs dieser Überprüfungen äußern.

- Spätestens bis zum 31. Dezember 2026 muss der Betreiber einen Bericht über die durchgeführten Überprüfungen erstellen, gegebenenfalls auch zu einem erweiterten Umfang, und sich zur Notwendigkeit einer Aktualisierung seiner Untersuchungen äußern.
- **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Wartungsarbeiten und Brennelementwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** muss der Betreiber den Nachweis der Beherrschung der Risiken im Zusammenhang mit hochenergetischen Rohrbrüchen unter Berücksichtigung der bis zum 31. Dezember 2026 erstellten Bewertung, gegebenenfalls durch Umsetzung von Änderungen, aktualisieren.

## ANALYSE VON STÖR-/UNFÄLLEN OHNE KERNSCHMELZE

Ein Störfall oder Unfall ohne Kernschmelze ist ein Ereignis, bei dem der Kernbrennstoff nicht oder nur geringfügig beschädigt wird. Dennoch kann es zu einer Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt kommen. Durch die Beherrschung dieses Störfall-/Unfalltyps kann eine Kernschmelze verhindert werden

Der Sicherheitsnachweis für Reaktoren befasst sich sowohl mit Störfällen und Unfällen, die auf einen einzelnen Fehler (z. B. ein Bruch im Primärkreislauf), als auch mit Störfällen, die auf mehrfache und kumulative Ausfälle (z. B. Verlust der internen und externen Stromversorgung des Standorts) zurückzuführen sind.

Nach Meinung von ASNR werden die von EDF geplanten Änderungen das Management von Stör- und Unfallsituationen ohne Kernschmelze verbessern und damit auch die Prävention von Unfällen mit Kernschmelze.

Seitens ASNR werden folgende Festlegungen getroffen:

- Unfallanalysen, die den Reaktor betreffen

Verhinderung des Risikos von Überdruck im kalten Zustand des Primärkreislaufs

- **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung zur Wartung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** nimmt der Betreiber die erforderlichen Änderungen vor, um den Schutz des Primärkreislaufs einschließlich Reaktordruckbehälter vor Überdruck in Zuständen zu gewährleisten, in denen das Nachkühlsystem (RRA) in Betrieb ist.

- Unfallanalysen bezüglich des Brennelementlagerbeckens

#### Nachspeise- und Kühlsystem für das Brennelementlagerbecken

- I. Spätestens bei der vierten Zehnjahresinspektion setzt der Betreiber alle dauerhaften SSC der Nachspeisung des Brennelementlagerbeckens aus der ultimativen Wasserquelle um, die gemäß ASN Entscheidungen vom 26. Juni 2012 und vom 21. Januar 2014 vorgesehen sind, und überwacht sie im Betrieb. Zu diesem Zeitpunkt ist dieses System bereits ein wichtiges Teil des Schutzsystems, für das der Betreiber die zugehörigen definierten Anforderungen festlegt.
- II. **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennelementwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** setzt der Betreiber das diversifizierte Kühlsystem für das Brennelementlagerbecken um, das in Erfüllung von Entscheidungen des ASN vom 26. Juni 2012 und vom 21. Januar 2014 vorgesehen ist, und überwacht es im Betrieb.
- III. **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Wartung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** sind die Funktionen der diversifizierten Kühlung des Brennelementlagerbeckens und der ultimativen Wasserversorgung Teil des HSC.

#### Unfallanalysen

- **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Wartungsarbeiten und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** muss der Betreiber in einem eigenen Kapitel des Sicherheitsberichts die Auslegungsregeln für den Nachweis der Sicherheit des Brennelement-Lagerbeckens und die gewählten Störfall- und Unfallsituationen darlegen. Dieses Kapitel umfasst die folgenden Situationen:
  - Situationen mit teilweise oder vollständigem Ausfall der Kühlung des Wassers im Brennelementlagerbecken unter der Annahme des Eintretens eines erschwerenden Umstands;
  - Situationen mit Rohrbruch an einem isolierbaren Abschnitt, unter der Annahme des Auftretens eines erschwerenden Umstands;
  - Situationen, die das Becken des Brennelement-Lagergebäudes und des Reaktorgebäudes betreffen und durch den Ausfall einer nicht

erdbebensicheren Anlage im Falle eines Erdbebens charakterisiert sind, der zu einem Ausfall der externen Stromversorgung führen kann. Dabei wird angenommen, dass die beiden Becken über die Transferleitung miteinander verbunden sind (oder nicht), unter der zusätzlichen Annahme des Eintretens eines erschwerenden Umstands.

Ggfs. aus den Analysen resultierende, notwendige Änderungen sind umzusetzen.

- **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Wartung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** wählt der Betreiber als sicheren Zustand aus den Analysen des Sicherheitsberichts einen Zustand, der sich dadurch auszeichnet, dass das Brennelementlagerbecken nicht siedet und die Kühlung im geschlossenen Kreislauf wieder aufgenommen werden kann.
- **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Wartung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** legt der Betreiber die erforderlichen Vorkehrungen zur Verbesserung der Prävention von Situationen fest und setzt sie um, die durch einen Bruch im gemeinsamen Abschnitt des Kühlsystems und des diversifizierten Kühlsystems des Brennelementlagerbeckens ausgelöst werden können, und sieht die Vorkehrungen für das Management nach einem Unfall vor, um in diesen Situationen letztendlich einen siedefreien Zustand zu erreichen.

## STUDIEN ZU UNFÄLLEN MIT KERNSCHMELZE

- Vorrichtung zur Stabilisierung des Coriums
  - Spätestens bei der vierten Zehnjahresinspektion setzt der Betreiber die technischen Vorkehrungen zur Trockenhaltung der Räume, in denen sich das Corium ausbreiten kann, die Vorkehrungen, die diese Ausbreitung ermöglichen, und die Vorkehrungen zur Gewährleistung der passiven Wasserflutung um, die als Antwort auf die ASN Entscheidungen vom 21. Januar 2014 vorgesehen sind und darauf abzielen, die Durchdringung der Bodenplatte im Fall einer teilweisen oder vollständigen Kernschmelze zu vermeiden:
    1. Bei Reaktoren, bei denen das Corium in einer zusätzlichen Zone verteilt werden muss, dimensioniert der Betreiber die Vorrichtungen zur Abgrenzung dieser Zone unter Berücksichtigung der Wassermengen, die sich im unteren Teil des Reaktorgebäudes in einer Unfallsituation befinden können;

2. Der Betreiber sucht nach möglichen technischen Verbesserungen der Tore und Mauern, die an der Abgrenzung der Ausbreitzungszone beteiligt sind, um das Risiko eines unbeabsichtigten Wassereintritts oder einer unkontrollierten Ausbreitung des Coriums zu begrenzen.
- Spätestens bei der vierten Zehnjahresinspektion muss der Betreiber die Grundplatte der Reaktorgrube verstärken. Dabei optimiert er die Konzeption der gewählten Lösungen unter Berücksichtigung der tatsächlichen Konfiguration jedes Reaktors und der baulichen Gegebenheiten, um den Abtrag der vorhandenen Grundplatte so weit wie möglich zu begrenzen.
  - Abführung der Restleistung aus dem Containment ohne Venting
    - Spätestens bei der vierten Zehnjahresinspektion setzt der Betreiber die in Reaktion auf die ASN Entscheidungen vom 21. Januar 2014 vorgesehene Vorrichtung des HSC zur Ableitung der Restleistung aus dem Containment (EAS-ND) um, einschließlich der ultimative Wärmesenke (SFu), die die Ableitung der Restleistung aus dem Containment ohne Öffnung der Entlüftungs- und Filtervorrichtung ermöglicht.
    - **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennelementwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** verstärkt der Betreiber das Entlüftungs- und Filtersystem des Containments, so dass es auch nach einem erhöhten Sicherheitsbeben (SBS) funktionsfähig bleibt.
  - Umgang mit kontaminiertem Wasser
    - I. Spätestens bei der vierten Zehnjahresinspektion muss der Betreiber zur Verringerung des Risikos einer Grundwasserkontamination nach einem Unfall mit Kernschmelze Maßnahmen zur Begrenzung des Austritts von kontaminiertem Wasser außerhalb des Reaktorgebäudes und des Sicherheitsnebengebäudes implementieren.
    - II. **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** verfügt der Betreiber über die erforderlichen Mittel zur Verringerung der Kontamination des Wassers im Reaktorgebäude nach einem Unfall, der zur Kernschmelze geführt hat, und stellt sicher, dass sie vor Ort einsatzbereit sind.
    - III. Spätestens zwei Jahre nach Vorlage des abschließenden Überprüfungsberichts für jeden Reaktor muss der Betreiber, um das Ausmaß und die Dauer der

Wasserkontamination in der Umwelt im Falle eines Austritts kontaminierten Wassers aus den Gebäuden nach einem Unfall mit Kernschmelze zu begrenzen, unter Berücksichtigung der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Schutzanforderungen, alle Maßnahmen festlegen, die zur Begrenzung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe über den Boden und das Grundwasser außerhalb des Standorts erforderlich sind sowie den entsprechenden Zeitplan.

#### HARDENED SAFETY CORE (HSC)

- Notspeisewasserversorgung von Dampferzeugern
  - I. Spätestens zur vierten Zehnjahresinspektion muss der Betreiber die Änderung der Notspeisewasserversorgung der Dampferzeuger sowie die Nachspeisung des entsprechenden Behälters aus der ultimativen Wasserquelle implementieren.
  - II. **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung zur Wartung und zum Brennelementwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** müssen die Einrichtungen zur Ableitung der Restenergie über den Sekundärkreis bei Kernschmelzfällen Teil des HSC sein.
- Notfallvorrichtung für die Einspeisung borhaltigen Wassers an den Dichtungen der primären Kühlmittelpumpen
  - I. Spätestens bei der vierten Zehnjahresinspektion muss der Betreiber eine neue Notfallvorrichtung für die Einspeisung in die Dichtungen der primären Kühlmittelpumpen installieren, um borhaltiges Wasser einspeisen zu können, wenn der Primärkreislauf unter hohem Druck steht.
  - II. **Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennstoffwechsel nach dem vierten Zehnjahresinspektion** gehört dieses Mittel zum Bestand des HSC.
- Vollständige Bereitstellung des HSC
  - Unbeschadet der Bestimmungen dieses Beschlusses und der Beschlüsse vom 21. Januar 2014 setzt der Betreiber alle anderen Bestimmungen des Kernkraftwerks **spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennstoffwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion** um.

#### ORGANISATORISCHE UND PERSONELLE FAKTOREN

- Fähigkeit der Beteiligten zur Durchführung lokaler Maßnahmen
  - I. Spätestens bis zum 30. Juni 2026 überprüft der Betreiber die tatsächliche Fähigkeit der Beteiligten, Zugang zu den geplanten Standorten zu erhalten und die im Rahmen der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit erforderlichen Maßnahmen im Falle eines Unfalls oder eines schweren Störfalls unter Berücksichtigung der Einsatzbedingungen in den betreffenden Situationen. Bis zum selben Termin legt der Betreiber die durchzuführenden Änderungen und den entsprechenden Zeitplan fest.
  - II. Spätestens bis zum 31. Dezember 2028 überprüft der Betreiber die tatsächliche Fähigkeit der Einsatzkräfte, die vorgesehenen Standorte zu erreichen und die im Rahmen der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit erforderlichen Maßnahmen in Kernschmelzsituationen zur Verhinderung einer Kernschmelze und zur Begrenzung ihrer Folgen, unter Berücksichtigung der Einsatzbedingungen in den betreffenden Situationen, einzusetzen. Bis zum selben Zeitpunkt legt der Betreiber alle durchzuführenden Änderungen und den damit verbundenen Zeitplan fest.

Weitere Festlegungen betreffen Sachverhalte im Zusammenhang mit dem Normalbetrieb der Anlage:

- zur Abwasserbehandlung,
- zu den Auswirkungen auf die Umgebung.

## **4 Kritische Bewertung der „ASNR-Vorschriften für die Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren“ /ASNR 2025/**

**4.1 Was wird durch die ASNR-Vorschriften zur Sicherheit erreicht, welche aktuellen Sicherheitsanforderungen sind nicht nachrüstbar, welche Fragen aus der bisherigen Betriebserfahrung der 1300 MWe AKW haben Bedeutung für eine LTE?**

**4.1.1 Was wird durch die ASNR-Vorschriften hinsichtlich der Sicherheit für die 1300 MWe Reaktoren erreicht?**

Die insgesamt für die bei den 1300 MWe vorgesehenen Nachrüstmaßnahmen haben das Potential, einen Beitrag zur Verbesserung der Zuverlässigkeit und Wirksamkeit von Strukturen, Systemen und Komponenten der jeweiligen AKW zu leisten. Die Maßnahmen konzentrieren sich im Wesentlichen auf

- die Beseitigung von im Betrieb erkannten Schwachstellen,
- das Erkennen von Problemen des Veraltens und der Alterung an Strukturen, Systemen und Komponenten, deren Verfolgung und wo möglich Beseitigung,
- Verbesserungen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme interne und externe Einwirkungen, hier insbesondere durch die Installation des „Hardened Safety Cores“
- auf eine Milderung von Auswirkungen möglicher Kernschmelzszenarien durch Installation von Vorrichtungen zur Rückhaltung und Kühlung einer Kernschmelze bei unterstellten Kernschmelzszenarien.

Weitere Maßnahmen sind auch auf eine Verbesserung der Sicherheitskultur gerichtet.

Beispiele zu Nachrüstungen bei den 1300 MWe AKW in Frankreich:

- Verbesserungen an den 1300 MWe AKW im Ergebnis der Auswertung und Übertragung der Erfahrung aus dem Betrieb von AKW im In- und Ausland, z.B.

- Verbesserung an sicherheitsrelevanten Systemen, insbesondere im Bereich der Notstromversorgung, der Druckhaltersicherheitsventile, der Dampferzeugerbe-  
speisung sowie der Sandfilter des Containments;
- Verstärkung des Schutzes gegen interne und externe Einwirkungen, insbeson-  
dere Erhöhung der seismischen Festigkeit der Rohrleitungen der Notbespeisung  
der Dampferzeuger, Verbesserung des Brandschutzes;
- Verbesserung der Bedingungen des Strahlenschutzes;
- Auswechslung von Dampferzeugern;
- Erweiterung der Klassierung von Materialien.
- Beispiele für Nachrüstungen im Ergebnis periodischer Sicherheitsüberprüfungen
  - Verbesserung des Störfallmanagements durch die Möglichkeit eines automati-  
schen Abschaltens der Hauptkühlmittelpumpen im Laufe bestimmter Störfälle;
  - Veränderung der Betriebsbedingungen der Dampferzeuger;
  - grundlegende Nachrüstungen /Ferraro 2015/. Dies betraf u. a. die Nachrüstung  
von Systemen wie
    - einen frischdampfgetriebenen Turbogenerator LLS pro Block und
    - einen Notstromgenerator TAC pro Standort
  - Verbesserung der Zuverlässigkeit von Notstromdieseln;
  - Installation von passiven autokatalytischen Wasserstoff-Rekombinatoren;
  - Verstärkung der Containmentschleusen, Verbesserung der Dichtheit von Durch-  
führungen des Containments
  - Sicherstellung der Zuverlässigkeit beim Öffnen der Ventile des Druckhalters bei  
einem schweren Unfall;
  - Maßnahmen zur Verhinderung einer Entleerung des BE<sup>21</sup>-Lagerbeckens und  
der Freilegung der Brennelemente;

---

<sup>21</sup> BE - Brennelement

- Auswechseln von Ventilen gegen solche Ventile, die Unfallbedingungen widerstehen;
- Verbesserungen des seismischen Schutzes und des Schutzes gegen Überflutungen und Brände;
- Verbesserung des Widerstands von Bauten und Einrichtungen gegen klimatische Einwirkungen wie starke Winde oder Eisschollen.

#### **4.1.2 Welche aktuellen Sicherheitsanforderungen sind bei den 1300 MWe Reaktoren praktisch nicht nachrüstbar?**

- **Defence-in-Depth Concept, Sicherheitsebene 3 (Beherrschung von Auslegungsstörfällen)**

Das Defence-in-Depth Concept (DiD) ist in den Jahren seit Anwendung der Kernenergie kontinuierlich weiterentwickelt worden. Das DiD bildet die Grundlage für die Auslegung und den Betrieb von AKW. Die Wirkprinzipien sind grundsätzlich präventiv ausgerichtet. In /IAEA 2016/ ist hierzu in Bezug auf die Anforderungen an die 3. Sicherheitsebene (Beherrschung von Auslegungsstörfällen) formuliert: „This leads to the requirement that inherent and/or engineered safety features, safety systems and procedures be capable of preventing damage to the reactor core or preventing radioactive releases requiring off-site protective actions and returning the plant to a safe state.“

Die aktuell anzuwendenden Anforderungen an die Auslegung von Sicherheitssystemen für den EPR und zur Anwendung für die Nachrüstung der 1300 MWe Reaktoren sind in /ASN 2014/ angegeben.

- **Anforderungen an die Redundanz von Sicherheitssystemen, Auslegungsstörfälle**

Das Sicherheitssystem der 1300 MWe AKW ist grundsätzlich zweisträngig (n+1 Redundanzgrad) aufgebaut. Dies betrifft u. a. die Einrichtungen zur

- primärseitigen Nachkühlung (RRA, RRI, SEC)<sup>22</sup>
- primärseitigen Kühlmittelergänzung bei Kühlmittelverluststörfällen (RIS)

---

<sup>22</sup> Zur Bedeutung der Kraftwerks-Kennzeichen sh. Bild 3

- Containment-Kühlung bei Kühlmittelverluststörfällen (EAS, RRI, SEC)
- Kühlung des Lagerbeckens (PTR).

Ein höherer Redundanzgrad bezüglich der aktiven Komponenten ist für die Sicherheitsfunktionen der sekundärseitigen Dampferzeugerbespeisung (ASG) sowie der primärseitigen Aufborierung und der Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen (RCV) vorhanden, auch für diese Systemfunktionen ist die Auslegung jedoch grundsätzlich zweisträngig.

Eine Nachrüstung der Sicherheitssysteme der 1300 MWe Reaktoren auf einen, mit dem EPR vergleichbaren höheren Redundanzgrad, so auch bei den Einrichtungen zur Notstromversorgung, ist nicht vorgesehen.

Mit Blick auf die Einrichtungen zur Notstromversorgung ist festzustellen, dass der Redundanzgrad der der Sicherheitsebene 3 zuzuordnende Notstromversorgung ebenfalls (n+1) aufgebaut ist. Der geringe Redundanzgrad der Notstromversorgung wird für bestimmte sicherheitstechnisch erforderliche Funktionen durch von der Notstromversorgung unabhängige frischdampfgetriebene Einrichtungen (sekundärseitige Turboeinspeisepumpen) bzw. eine zusätzliche elektrische Notstromversorgung durch LLS (frischdampfgetriebener Turbogenerator) kompensiert, sofern ein ausreichender Frischdampfdruck zum Antrieb der Systeme vorhanden ist.

Zwischenzeitlich, also bis zum Zeitpunkt der Realisierung des „Hardened Safety Core“ kommen sog. DUS-Dieselgeneratoren im Notfall zum Einsatz. Diese Dieselgeneratoren sollen u.a. die erforderliche Leistung zum Betrieb einer Notspeisewasserpumpe und einer Pumpe zur Einspeisung in den Reaktordruckbehälter im Notfall bereitstellen. Weiterhin soll die Leistung ausreichend zur Versorgung der Gebäudeabschlussarmaturen sowie der Belüftung der Warte, des Hilfsanlagegebäudes und des BE-Lagebeckengebäudes sein.

Für neue Anlagen, wie beim EPR, wird demgegenüber ein höherer Redundanzgrad (n+2, beim EPR: n+3) realisiert, der auch eine Ereignisbeherrschung bei gleichzeitig vorliegendem Instandhaltungsfall ermöglicht. In diesen Anlagen ist eine vorbeugende (geplante) Instandhaltung auch während des Leistungsbetriebs der Anlagen zulässig. Für solche Zeiträume ist der verfügbare Redundanzgrad entsprechend auf (n+1, beim EPR: n+2) reduziert. Allerdings sind vorbeugende Instandhaltungen während des Leistungsbetriebs nur unter Einhaltung verschiedener einschränkenden Randbedingungen zulässig, wie zum Beispiel, dass die übrigen Redundanzen soweit verfügbar sind, dass für die

Dauer des Instandhaltungsvorgangs das Einzelfehlerkriterium erfüllt ist, dass Maßnahmen der vorbeugenden Instandhaltung grundsätzlich in Betriebsphasen durchgeführt werden, in denen eine Anforderung dieser Einrichtung nicht ansteht oder wenig wahrscheinlich ist, so z. B. während des Nichtleistungsbetriebs, oder dass die gesamte daraus resultierende Unverfügbarkeit von Einrichtungen zeitlich zu begrenzen ist. Insgesamt erhöht damit ein größerer Redundanzgrad die Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 deutlich, weil eine größere Anzahl an Einrichtungen vorhanden ist und damit auch mehrere unabhängig voneinander auftretende Fehler bzw. vorliegende Unverfügbarkeiten nicht zu einem Verlust der erforderlichen Systemfunktion führen.

Für die auch weiterhin unveränderte (n+1) - Auslegung bei den 1300 MWe Anlagen muss daher im Zusammenhang mit den weiteren, auf Sicherheitsebene 3 vorhandenen Schwachstellen die ausreichende Zuverlässigkeit der Ereignisbeherrschung auf der Sicherheitsebene 3 in Frage gestellt werden. Bei in diesem Zustand angenommener Unverfügbarkeit einer der zwei Redundanzen stünde nur noch ein Strang des Sicherheitssystems zur Beherrschung eines Störfalls zur Verfügung. In den Betriebsvorschriften sind für derartige Fälle Regelungen enthalten, dass die jeweils betroffene Anlage in einem Zustand zu überführen wäre, der wieder einen als „sicher“ anzunehmenden Zustand gewährleisten sollte. Während einer solchen Übergangs-Betriebsphase steht, wie beschrieben, keine Redundanz im Sicherheitssystem zur Verfügung (n+0). Ohne eine ausreichende Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems besteht jedoch eine deutlich erhöhte Wahrscheinlichkeit dafür, dass die auf der Sicherheitsebene 3 zu unterstellenden Ereignisabläufe nicht auslegungsgemäß beherrscht werden, sondern es zu auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen kommen kann.

Bezüglich der erforderlichen Wirksamkeit des Sicherheitssystems sollen nach den Festlegungen von ASN die in /ASN 2014/ für den EPR als PCC2<sup>23</sup> bis PCC4 klassifizierten Ereignisse insgesamt unter den Gegebenheiten der 1300 MWe Reaktoren berücksichtigt und analysiert werden. So ist z.B. als PCC4 Referenzereignis der Bruch von zwei Dampferzeuger-Heizrohren („rupture of two steam generator tubes in one steam generator“) in /ASN 2014/ als Wirksamkeitsnachweis für den EPR unter Berücksichtigung der deterministischen Analyserandbedingungen für die Sicherheitsebene 3 angegeben. Das Sicherheitssystem für den 1300 MWe Reaktor ist hingegen für den Bruch eines

---

<sup>23</sup> PCC - Plant Conditions Category /ASN 2014/

Dampferzeugerheizrohres bemessen. Um nun bei den 1300 MWe Reaktoren einen zum EPR vergleichbaren Schutz gegen sogenannte Umgehungssequenzen<sup>24</sup> des Containments zu erreichen, sind somit Zustände mit Brüchen von mehr als einem Heizrohr praktisch auszuschließen. Dies wäre bereits bei der Herstellung der Dampferzeuger als auch im Betrieb entsprechend zu gewährleisten. Konkrete Hinweise hierzu sind im Nachrüstprogramm /ASNR 2025/ nicht zu finden.

– **Ausfälle aus gemeinsamer Ursache, Diversität von Sicherheitsfunktionen**

Der Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache ist für neue Reaktoren in den Anforderungen an den französischen EPR /ASN 2014/ umfassend geregelt. Es ist in Kapitel A 2.2 u. a. dazu gefordert: „Particular attention has to be given to minimizing the possibilities of common cause failures. Physical and spatial separation shall be applied as far as possible. Support functions (energy, control, cooling, etc.) shall be also independent to the largest possible degree. Special emphasis has to be placed on the redundancy and diversity of electrical power supplies. In addition, provisions (including hardware and software diversity) have to be implemented at the level of the overall instrumentation and control architecture to limit software-induced common cause failures.“

Es wären also generell Vorkehrungen zur Minderung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Ausfällen aus gemeinsamer Ursache derart zu treffen, dass ein Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen nicht unterstellt werden muss.

- Redundante Sicherheitseinrichtungen, bei denen Möglichkeiten für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache identifiziert werden können, sind dazu, soweit technisch sinnvoll, diversitär auszuführen.

Bezüglich des Schutzes gegen übergreifende Einwirkungen von innen, wie Brand oder interne Überflutung, gilt:

- Für den Fall übergreifender Einwirkungen von innen müssen die zueinander redundanten Teilsysteme von Sicherheitseinrichtungen so räumlich getrennt aufgestellt sein oder sind so zu schützen, dass ein redundanzübergreifender Ausfall verhindert wird.

---

<sup>24</sup> Sh. hierzu /ASN 2014/, A.1.3.a): “Accident sequences involving containment bypassing (via the steam generators or via circuits connected to the primary system which exit the containment) have to be “practically eliminated” by design provisions (such as adequate piping design pressure) and operating provisions, aimed at ensuring reliable isolation and also preventing failures.”

Speziell interne Überflutungen sind demnach vor allem in Räumen eines AKWs möglich, durch die Rohrleitungen mit großen Wasserdurchsätzen führen. Im Fall einer Undichtigkeit, eines Leitungsrisses oder eines falsch betätigten Ventils können solche internen Überflutungen eintreten. Dies wird sicherheitsrelevant, wenn sich im betroffenen Raum andere Sicherheitssysteme befinden, die durch die Überflutung außer Funktion gesetzt werden können (z. B. durch das Entstehen von elektrischen Kurzschlüssen). Ein Beispiel hierfür war der Wassereinbruch in einen Verbindungskanal während der Inbetriebnahme von Cattenom-1 im Herbst 1986. Die weiterhin hohe Bedeutung von Ereignissen aufgrund von internen Überflutungen zeigte sich auch in zwei Ereignissen in den Anlagen Fessenheim und Blayais im Jahr 2014, vgl. /IRSN 2015a/. Bei beiden Ereignissen kam es zu einer Beeinträchtigung elektrischer bzw. leittechnischer Einrichtungen durch eine interne Wasserfreisetzung. Das Ereignis in Le Blayais offenbarte dabei auch ein potenzielles generisches Defizit aller französischen 900 und 1300 MWe Anlagen. Im Rahmen von Nachrüstungen waren in der Vergangenheit Wanddurchdringungen erneuert worden, wobei die erforderliche Dichtigkeit gegen einen Übertritt von Wasser aus einem Raum in einen anderen nicht wieder auslegungsgemäß hergestellt wurde. In der Folge wurde von EDF ein Überprüfungsprogramm<sup>25</sup> für alle potenziell betroffenen Anlagen gestartet, um die Konformität der Wanddurchdringungen zu überprüfen. Die abschließende Überprüfung der Wanddurchdringungen ist Teil des Nachrüstprogramms der 1300 MWe. Abschließende Ergebnisse für die Gesamtheit der 1300 MWe Reaktoren sind nicht verfügbar.

Hinsichtlich einer diversitären Auslegung von Sicherheitseinrichtungen der Sicherheits-ebene 3 ist festzustellen, dass für die elektrische Energieversorgung bei Ausfall der auslegungsgemäß erforderlichen Notstromdiesel ein diversitärer Notstromgenerator TAC zur Verfügung steht. Damit verfügt der Standort zwar über eine zur normalen Notstromversorgung diversitäre Notstromanlage. Diese ist jedoch nur einsträngig für alle Blöcke gemeinsam vorhanden und nicht seismisch qualifiziert, sie steht also zur Beherrschung eines Bemessungserdbebens (Sicherheitsebene 3) auslegungsgemäß nicht zur Verfügung. Auch ist der TAC nicht in der Lage, alle auf Sicherheitsebene 3 gegebenenfalls erforderlichen Sicherheitseinrichtungen zu versorgen.

---

<sup>25</sup> Aktionsplan von EdF zur Beseitigung der potentiellen Schwachstellen in Bezug auf „interne Überflutung“ in allen französischen Anlagen: „All compliance gaps concerning the electrical buildings of 900 MW reactors should be eliminated by 2016. This work is scheduled to continue until 2018 for the other buildings of 900 MW reactors and for 1300 and 1450 MW reactor buildings.“ ;Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France in 2014, IRSN'S POSITION

Bezüglich der Sicherheitsfunktion der sekundärseitigen Wärmeabfuhr durch die vorhandenen Turboeinspeisepumpen ist zusätzlich zu den elektrisch angetriebenen Einspeisepumpen eine diversitäre Auslegung bezüglich der Antriebe der Speisewasserversorgung gegeben. Allerdings steht die Einspeisung durch die Turboeinspeisepumpen nur bei Anlagenzuständen mit einem ausreichenden Frischdampfdruck im Sekundärsystem zur Verfügung. Auch ist hierfür der Betrieb des LLS<sup>26</sup> erforderlich. Darüber hinaus bestehen nach vorhandenem Kenntnisstand auf der Sicherheitsebene 3 für die sicherheitstechnisch relevanten verfahrens- und elektrotechnischen Einrichtungen keine weiteren diversitären Einrichtungen.

Für wesentliche Sicherheitsfunktionen auf der Sicherheitsebene 3 wie die

- primärseitige Kühlmittelergänzung,
- primärseitige Wärmeabfuhr,
- Wärmeabfuhr aus dem Containment,
- Lagerbeckenkühlung

sind keine diversitären Systeme oder Einrichtungen vorhanden.

Nach vorliegendem Kenntnisstand sind diesbezüglich auch keine Nachrüstungen vorgesehen.

Die Aufsichtsbehörde verweist auf die geplanten Nachrüstungen im Zusammenhang mit dem „Hardened Safety Core“ (HSC, Bild 4). Das HSC ist jedoch als System der 4. Sicherheitsebene eingestuft. Die 4. Sicherheitsebene ist als eine zusätzliche und unabhängige Ebene gegenüber den Einrichtungen der 3. Sicherheitsebene erforderlich. Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene stehen nach den Grundsätzen des Defence-in-Depth Conceptes nicht zur Kompensation von hier benannten Defiziten auf der 3. Sicherheitsebene zur Verfügung. Defizite auf der Sicherheitsebene 3 sind als Einschränkungen bei der erforderlichen wirksamen und zuverlässigen Störfallbeherrschung einzustufen. Mit Blick auf eine diversitäre Auslegung von Sicherheitseinrichtungen ist diese in einem Umfang gefordert, der eine hohe Zuverlässigkeit der Beherrschung von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 garantiert.

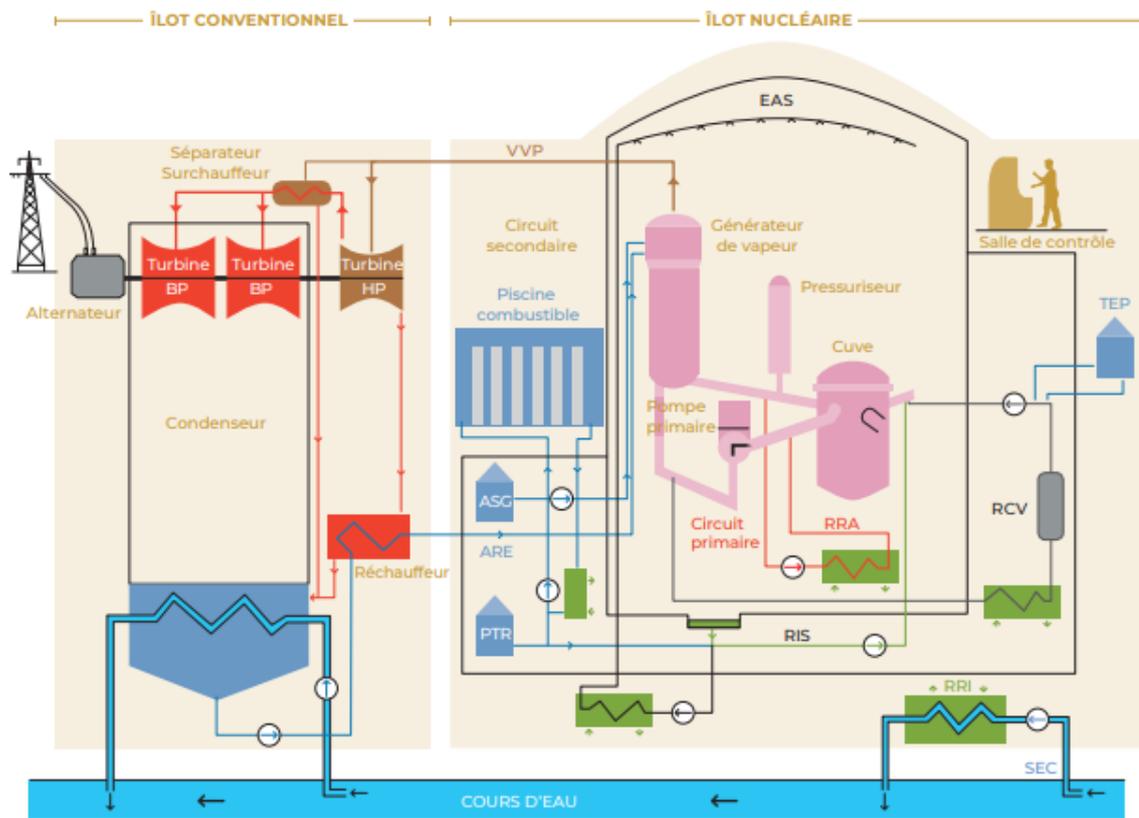
---

<sup>26</sup> LLS: Turbogenerator, der durch den sekundärseitig anfallenden Frischdampf angetrieben werden kann

## – **Unabhängigkeit und Entmaschung**

Im Abschnitt A.2.2 von /ASN 2014/ sind für neue Reaktoren Maßnahmen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen gefordert. Die Forderung wird hier auch konkret für die jeweiligen Hilfs- und Versorgungssysteme erhoben. Die Anforderungen an den Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache betreffen beim französischen EPR /ASN 2014/ auch sicherheitstechnisch wichtige Komponenten wie Rohrleitungen, Pumpen, Ventile usw. In F1.2.1 wird hierzu gefordert: „The design and layout of pipes, vessels, tanks, pumps and valves shall be based as far as possible on the principle of physical or spatial separation in order to prevent the worsening of an initial event, assuming notably an aggravating failure consistently with the rules applied for the reference transients, incidents and accidents, and to avoid common cause failures in systems necessary to reach and maintain a safe shutdown state.“

Alle Stränge des zentral wichtigen sekundärseitigen Notspeisesystems ASG bei den 1300 MWe Reaktoren greifen auf einen einzigen Vorratsbehälter zurück (Bild 3), sie sind in ihren passiven Komponenten daher vermascht (teilweise auch über eine gemeinsame Nutzung von Rohrleitungen). Auch die Systeme zur primärseitigen Kühlmittelergänzung (RIS, EAS), zur Aufborierung des Primärsystems (RCV) sowie zur Lagerbeckenkühlung (PTR) greifen auf einen einzigen Vorratsbehälter (PTR) zurück, auch diese Systeme sind in ihren passiven Komponenten vermascht (teilweise gemeinsame Nutzung von Rohrleitungen).



ARE : circuit de régulation du débit d'eau alimentaire  
 ASG : circuit d'eau alimentaire de secours des générateurs de vapeur  
 EAS : circuit d'aspersion dans l'enceinte du bâtiment réacteur  
 PTR : circuit de réfrigération et de purification de l'eau des piscines  
 RCV : système de contrôle chimique et volumétrique du réacteur  
 RIS : circuit d'injection de sécurité

RRA : système de refroidissement du réacteur à l'arrêt  
 RRI : circuit de réfrigération intermédiaire  
 SEC : circuit d'eau brute secourue  
 TEP : circuit de traitement des effluents primaires  
 Turbine BP ou HP : pour basse pression ou haute pression  
 VVP : systèmes d'évacuation de la vapeur

Bild 3: Darstellung wichtiger Komponenten eines französischen 1300 MWe AKW<sup>27</sup>

<sup>27</sup> Rapport de l'ASN sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France en 2020

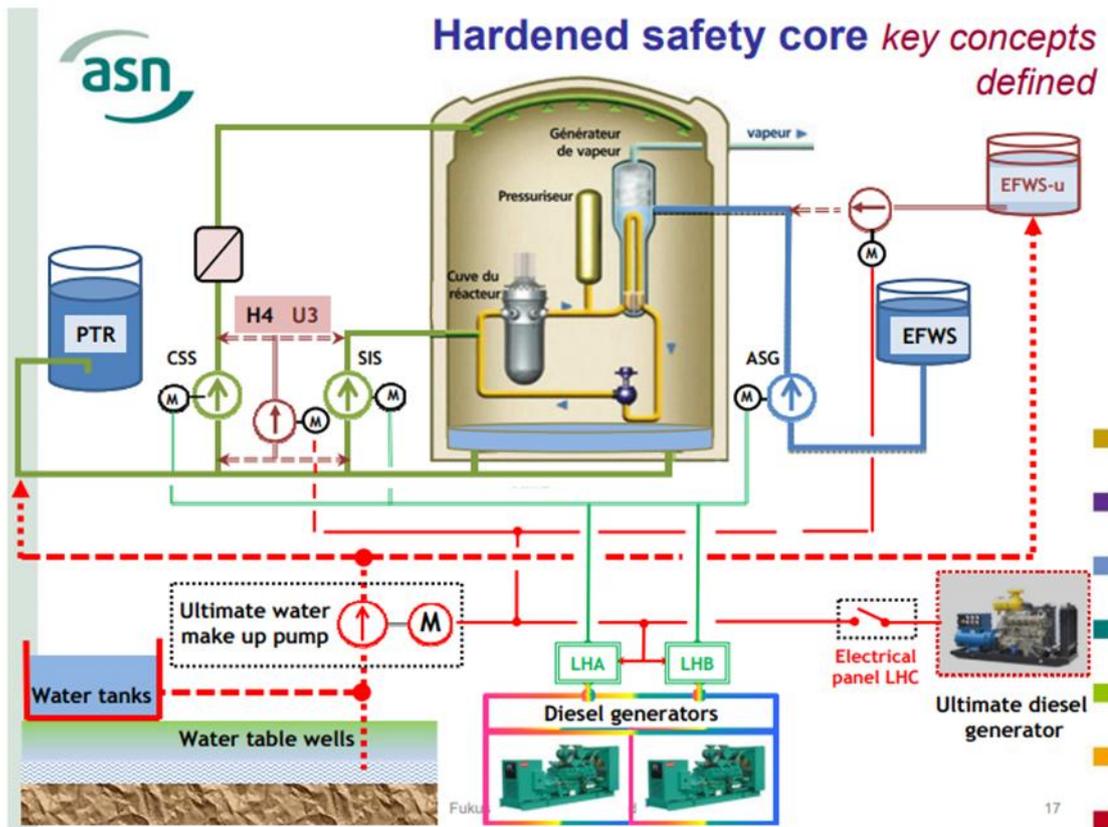


Bild 4: Einbindung des HSC in die AKW Struktur /ASN 2013/

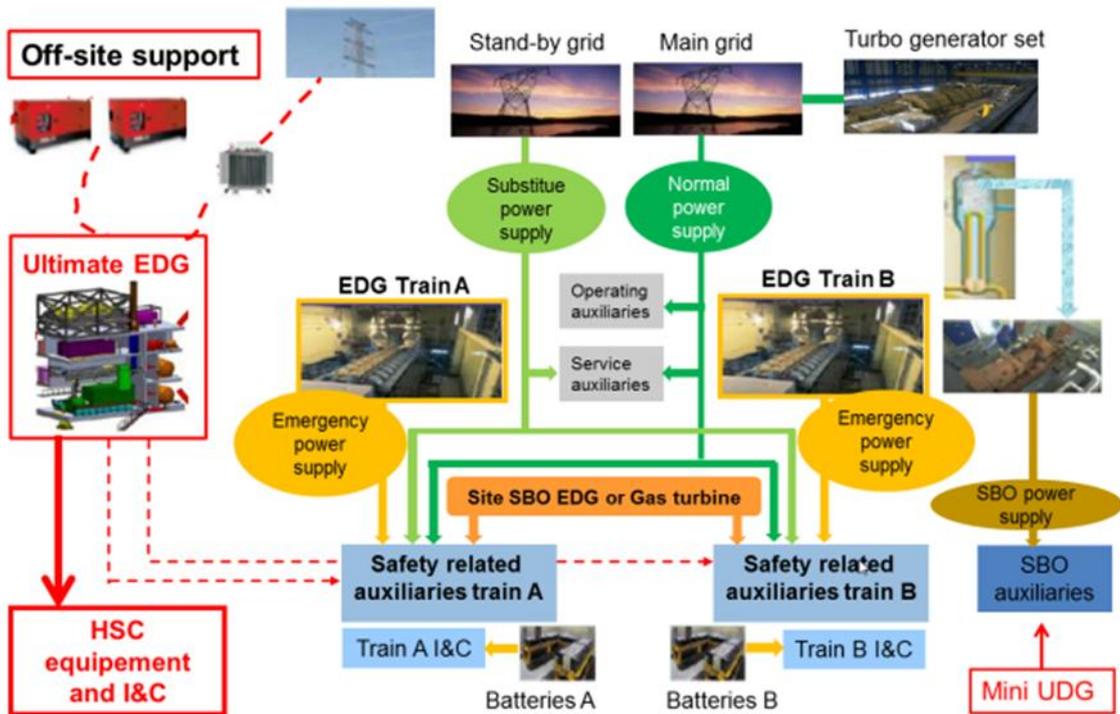


Bild 5: Future electrical architecture on French PWRs including Ultimate Diesel Generators /IRSN 2015/

Dies wird als eine sicherheitstechnisch besonders relevante Schwachstelle eingestuft. Damit ist keine vollständige Unabhängigkeit dieser Systeme bzw. ihrer einzelnen Redundanzen gegeben. Kommt es beispielsweise durch interne Ereignisse wie einen Brand oder einen Rohrleitungsversagen oder auch aufgrund von Einwirkungen von außen zu einem Versagen in diesen Bereichen, wären damit erforderliche Sicherheitsfunktionen vollständig ausgefallen.

Zur Verbesserung der Unabhängigkeit sicherheitstechnischer Funktionen verweist /ASN 2017/ auf die Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ (Bild 4). Wie bereits oben angeführt ist das HSC jedoch als System der 4. Sicherheitsebene eingestuft und somit zur Kompensation von Auslegungsschwächen der Sicherheitsebene 3 nach den Grundsätzen des Defence-in-Depth Conceptes grundsätzlich nicht einsetzbar.

#### **4.1.3 Kritische Anmerkungen zu den Maßnahmen zum Schutz gegen externe übergreifende Einwirkungen**

Externe Einwirkungen verfügen über ein Potential zur gleichzeitigen Beeinträchtigung aller Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts eines AKW. Ein robustes Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen ist deshalb von besonderer Bedeutung für die Sicherheit von AKW. Externe (naturbedingte und zivilisatorisch bedingte) Einwirkungen sind sowohl bei der Auslegung von Sicherheitseinrichtungen von AKW als auch als mögliche Auslöser für Störfälle zu berücksichtigen. Entsprechende Anforderungen sind in den Safety Standards der IAEA in /IAEA 2016, Requirement 17/ angegeben, eine Auflistung von Anforderungen an die bei der Auslegung von AKW zu berücksichtigenden externen Einwirkungen enthält /IAEA 2016a/, so u. a. zu Erdbeben (3.1- 3.4), Überflutung (3.18-3.32) und Flugzeugabsturz (3.44-3.47). Speziell in Bezug auf die Auslegung gegen naturbedingte Einwirkungen ist in /IAEA 2016/ gefordert, dass cliff-edge Effekte ausgeschlossen sein sollen:

“5.21 The design of the plant shall provide for an adequate margin to protect items important to safety against levels of external hazards to be considered for design, derived from the hazard evaluation for the site, and to avoid cliff edge effects.”

In Übereinstimmung mit den Empfehlungen der IAEA fordert WENRA im Reference Level E5.2 die Berücksichtigung anlagenexterner Einwirkungen bei der Auslegung von

AKW /WENRA 2021/. Nach WENRA Reference Level F2.2 sollen auch auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen in die Betrachtungen einbezogen werden.

- **Kritische Anmerkungen zu den Maßnahmen zum Schutz gegen Naturbedingte Einwirkungen von Aussen (EVA) – Erdbeben**

Die unzureichende Auslegung der französischen AKW gegen naturbedingte Einwirkungen (Erdbeben) wird nachdrücklich in /Leers 2020/ dargelegt<sup>28</sup>: „Le nombre d'incidents graves sur les réacteurs a nettement augmenté depuis 2017. Une majorité d'incidents graves liée au risque de séisme.“

In Bezug auf die Auslegung gegen Erdbeben wird nach WENRA Reference Level T4.2 gefordert /WENRA 2021/: „The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to natural hazards. A common target value of frequency, not higher than  $10^{-4}$  per annum, shall be used for each design basis event“.

/WENRA 2015/ stellt klar, dass bei der Bestimmung eines solchen Bemessungsereignisses die Unsicherheiten durch die Wahl eines hohen Konfidenzniveaus angemessen berücksichtigt werden müssen:

“Where there is a probabilistic model to define the relationship between the hazard severity and frequency the design basis parameters shall be selected from an event with an exceedance frequency not higher than  $10^{-4}$ /annum with due consideration of uncertainties. The use of a confidence level higher than the median of the hazard curve is expected.”

In Frankreich gelten in Bezug auf die Anforderungen zum Schutz von AKW gegen die Lasten aus Erdbeben aktuell die Anforderungen aus der Fundamental safety rule n°2001-01 /ASN 2001/. Demnach baut das deterministisch geprägte französische

---

<sup>28</sup> „La majorité des incidents graves depuis dix ans sur le parc nucléaire EDF est liée à la vulnérabilité des réacteurs en cas de séisme, alors qu'un tremblement de terre près des centrales nucléaires de Cruas (Ardèche) et du Tricastin (Drôme) en 2019 pourrait provoquer la réévaluation à la hausse du risque sismique en France, avertit la note. Le risque sismique affecte tout particulièrement les moteurs diesels de secours des centrales nucléaires, qui fournissent, en cas de panne, l'électricité nécessaire au refroidissement du combustible radioactif. Sur les 17 incidents répertoriés par l'ASN entre 2010 et 2020, 10 concernent les diesels de secours. Mais en suivant le classement des incidents de l'AIEA par couple « incident-réacteur », ce sont 67 incidents qui concernent les diesels de secours. Des incidents qui ont presque tous eu lieu entre 2017 et 2020.“ /Leers 2020/

Schutzkonzept gegen Lasten aus Erdbeben auf ein sog. "Maximum Historically Probable Earthquake" (Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables - SMHV) considered to be the most penalising earthquakes liable to occur over a period comparable to the historical period, or about 1000 years" auf. Davon ausgehend wird ein Bemessungserdbeben, das sog. "Safe Shutdown Earthquakes" (Séismes Majorés de Sécurité - SMS) bestimmt. Dabei kommt eine einfache Gleichung unter Bezugnahme auf die standortbezogene Erdbeben-Intensität I zur Anwendung:  $I(\text{SMS}) = I(\text{SMHV}) + 1$ . Das nach /ASN 2001/ im Minimum festgelegte seismische Level liegt bei 0,1g, vgl. auch /ASN 2017a, 3.3.3.2.9/.

Entsprechend /ENSREG 2012/ werden die französischen Bemessungserdbeben für den Standort rein deterministisch hergeleitet auf Basis

- eines maximalen historischen Erdbebens (SMHV)
- eines Bemessungs- oder Sicherheitserdbebens (Seisme Majore de Securite – SMS) entsprechend  $\text{SMS} = \text{SMHV} + 1$
- sowie eines Dimensionierungserdbebens (Spectre de Dimensionnement - SDD), das sich an als abdeckend betrachteten Spektren orientiert, in diesem Fall an den Spektren der amerikanischen NRC, die allerdings auf amerikanischen Erdbebenverhältnissen basieren.

In Bezug auf die Auslegung des „Hardened Safety Cores“ sind in Frankreich erhöhte Anforderungen im Rahmen des Stresstests nach Fukushima diskutiert worden. Das „Hardened Safety Core“ soll gegen Erdbeben wie folgt ausgelegt sein /ASN 2014c/: “All the Hardened Safety Core SSCs have a specific Safe Shutdown Earthquake called SND. The SND is 1.5 times higher than the SSE of the other safety systems of the plant. Note that the SND is defined with the respect of the SSE based on the site seismology. The 1.5 factor is of the order of magnitude of the margins between the Maximum Historically Probable Earthquake (MHPE) and the SSE.“

Im WENRA Reference Level F4.7 ist weiterhin gefordert, dass die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementbecken auch für den Fall auslegungsüberschreitender externer Einwirkungen möglich sein muss.

Die Überschreitungswahrscheinlichkeit des deterministisch bestimmten SMHV liegt in der Größenordnung von  $10^{-3}$  pro Jahr, für das SMS wird die Intensität um eine Intensitätsstufe höher als für das SMHV festgelegt. Nach Darstellung von ASN bedeutet eine

Intensitätssteigerung um eine Intensität auf der MSK-Skala grundsätzlich etwa eine Verdopplung der Beschleunigungsparameter, siehe /ASN 2011/. Dies lässt daher grundsätzlich eine Überschreitenswahrscheinlichkeit des abgeleiteten Bemessungsereignisses bei Berücksichtigung aller Unsicherheiten in der Größenordnung von  $10^{-4}$  pro Jahr erwarten, was jedoch entsprechend nachzuweisen wäre. Prüfbare Nachweise liegen in /ASNR 2025/ nicht vor.

Insgesamt werden mit Blick auf erdbebenbedingte Einwirkungen auch Defizite gesehen

- hinsichtlich der auslegungsgemäßen Beherrschung des Bemessungsereignisses aufgrund von Konformitätsabweichungen im Zwischenkühlsystem, im Feuerlöschsystem sowie im System zur Verteilung von Wasserstoff<sup>29</sup> in der Anlage,
- hinsichtlich des geringen Redundanzgrads und der geringen Diversität insbesondere der Einrichtungen zur Sicherstellung der Notstromversorgung bei einem Bemessungsereignis sowie
- bezüglich der geringen und nicht ausreichend belastbar nachgewiesenen Reserven zur Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Einwirkungen<sup>30</sup>.

- **Kritische Anmerkungen zu den Maßnahmen zum Schutz gegen naturbedingte Einwirkungen – extreme Überflutung, sonstige Einwirkungen**

Einschlägige Studien prognostizieren einen Trend zu immer häufigeren und zugleich extremer auftretenden Unwetterereignissen.

Die US NRC kommt zu dem Schluss, dass die überwiegende Mehrheit der Kernkraftwerke nicht für die künftigen Klimaauswirkungen ausgelegt ist und viele bereits von Überschwemmungen betroffen sind:

---

<sup>29</sup> Turbogeneratoren werden wegen der besseren Kühleigenschaften mit Wasserstoff gekühlt – Wasserstoffführende Anlagenteile erfordern Aufmerksamkeit mit dem Ziel sicherer Handhabung der Gase zum Schutz von Mitarbeitern und Anlagentechnik.

<sup>30</sup> Auslegungsüberschreitende Einwirkungen resultieren aus Ereignissen, die deutlich stärker als die Auslegungsereignisse der Anlage sind.

„The US Nuclear Regulatory Commission concludes the vast majority of its nuclear sites were never designed to withstand the future climate impacts they face, and many have already experienced some flooding. A recent US Army War College report also states that nuclear power facilities are at high risk of temporary or permanent closure due to climate threats – with 60% of US nuclear capacity at risk from future sea-level rise, severe storms, and cooling water shortages.

Before even thinking about building any more nuclear power stations, the industry must consider how models of future weather extremes and climate impacts are likely to affect them. Not only should they account for changing weather patterns over seasons, years and decades, but try to assume the worst in terms of the potential for sudden extreme events.“ /UCL 2021/

#### – **Extreme Überschwemmungen, Dürren und Stürme**

Extreme Überschwemmungen, Dürren und Stürme, die früher selten waren, werden immer häufiger, so dass die früher entworfenen Schutzmaßnahmen der Industrie zunehmend obsolet werden. Die Klimarisiken für AKW werden nicht linear oder vorhersehbar sein. Wenn der steigende Meeresspiegel, Sturmfluten und starke Regenfälle den Hochwasserschutz an den Küsten und im Landesinneren untergraben, werden natürliche und gebaute Barrieren an ihre Grenzen stoßen.

Der Anstieg des Meeresspiegels ist eine bedeutende Auswirkung des Klimawandels. Seit 1880 ist der durchschnittliche Pegel um etwa 23 cm gestiegen, in den letzten 25 Jahren um 7,5 cm. Jüngsten Forschungsergebnissen zufolge wird der Meeresspiegel bis 2050 um 30 cm ansteigen, selbst wenn wir unsere Kohlenstoffemissionen drastisch senken. In Frankreich wird der Anstieg des globalen Meeresspiegels bis 2100 auf 50 cm bis 1 m geschätzt, wobei es sich bei diesen Zahlen allerdings um Prognosen handelt, die noch zu präzisieren wären.<sup>31</sup>

Infolge der globalen Erwärmung können auch zunehmende Hitze- und Trockenperioden die Verfügbarkeit von Kühlwasser der Kernkraftwerke und damit deren Leistung negativ beeinflussen. Projektionen des IPCC deuten darauf hin, dass die Produktion von an Seen und Flüssen gelegenen Wärmekraftwerken in Zukunft besonders empfindlich auf die globale Erwärmung reagiert. Sie könnten häufiger Wasserbeschränkungen

---

<sup>31</sup> <https://www.mer-ocean.com/le-littoral-francais-face-aux-changements-climatiques/>

unterliegen, da die Temperatur der Wasserauslässe die behördlichen Grenzwerte zunehmend überschreitet. Europäische Anlagen, insbesondere in Südfrankreich, könnten dabei die höchsten prozentualen Zunahmen an aufeinanderfolgenden Trockentagen verzeichnen /IAEA 2022/.

Infolge der Dürre und Hitze in Europa 2023 verschärfte sich die Situation. AKW benötigen Kühlwasser aus Gewässern, das nach der Nutzung zurückgeleitet wird. Um Umweltauflagen zu erfüllen, dürfen Wassertemperatur und Durchfluss bei der Rückführung bestimmte Grenzen nicht überschreiten. Dadurch wurde es notwendig, die Leistung einiger AKW vorübergehend zu reduzieren, was insbesondere auch im Sommer 2022 geschah. Zur Sicherstellung der Netzstabilität erlaubte die französische Behörde ASN für fünf AKW eine bis Mitte September befristete Anhebung dieser Grenzwerte (Golfech am Ufer der Garonne, Blayais an der Gironde und Saint-Alban, Bugey und Tricastin an der Rhône) /GRS 2023/.

Die Auslegungsanforderungen französischer Anlagen gegen Überflutung wurden bisher durch die Regel RFS 1.2.e von 1984 vorgegeben. Danach sind als Möglichkeiten für eine Überflutung der jeweiligen Anlage bei Flusstandorten Hochwasserzustände sowie das Versagen von Staustufen zu berücksichtigen. Ein maximales Hochwasser (Cote Majorée de Sécurité, CMS) wird dabei nach RFS 1.2.e durch den höchsten Wasserstand festgelegt, der sich aus dem mit einer statistischen Zuverlässigkeit von 70% bestimmten 1.000jährigen Hochwasser mit einem Sicherheitszuschlag von 15% auf die so bestimmte Abflussmenge (Crue fluviale, CF) ergibt oder aus dem Versagen einer vorgelagerten Staustufe in Überlagerung mit einem hundertjährigen Hochwasser (Rupture de Barrage, REB).

Im Jahr 2013 veröffentlichte die ASN den Leitfaden Nr. 13<sup>32</sup> /ASN 2013b/, der sich mit dem Risiko einer externen Überflutung befasst. Dieser Leitfaden wurde als Reaktion auf die Überschwemmung des KKW-Standorts Blayais im Jahr 1999 entwickelt, wobei erhebliche Mängel bei der Bestimmung potenzieller Wasserstände und der Risiken externer Überschwemmungen aufgezeigt<sup>33</sup> wurden. In Reaktion auf das Überflutungsereignis in

---

<sup>32</sup> als Weiterentwicklung der Regel RFS 1.2e aus dem Jahr 1984

<sup>33</sup> Die Überschwemmung von Blayais im Jahr 1999 hat Schwachstellen beim Schutz des Standorts gegen Überschwemmungen von außen aufgezeigt. Die französische Standard-Sicherheitsvorschrift enthielt zwei Kriterien für den Hochwasserschutz:  
(1) die Plattform, die die sicherheitsrelevanten Ausrüstungen trägt, muss mindestens so hoch wie der

der Anlage Blayais<sup>34</sup> in 1999 wurden zusätzlich zu berücksichtigende Ereignisse eingeführt. Diese umfassen Beiträge von Starkwinden zu Hochwasserständen von Flüssen (Influence du Vent, IVF), ein Anstieg des Grundwasserspiegels (Remontée de la Nappe Phréatique, NP), ein Versagen von Deichen oder Rohrleitungen (Dégradation d'un Ouvrage de Canalisation, DOC), Starkregen- und Dauerregenereignisse (Pluies de Forte Intensité, PFI sowie Pluies Régulières et Continues, PRC), ein Versagen von wasserführenden Komponenten auf der Anlage (Rupture de Circuits et d'Equipements, RCE) sowie ein Auftreten von Flutwellen (Intumescence, INT). Weiterhin sind seismisch bedingte Überflutungsszenarien zu betrachten. Zur Berücksichtigung des Einflusses von Starkwinden IVF wird einem 1.000jährigen Hochwasser (70% Konfidenzintervall) die Wellenhöhe aufgrund von Starkwinden mit einer hundertjährigen Windgeschwindigkeit (70% Konfidenzintervall) überlagert. Der mögliche Anstieg des Grundwasserspiegels NP wird insbesondere unter den Bedingungen des Hochwasserereignisses CMS standortspezifisch geprüft. Für die Regenereignisse wird als Starkregen PFI das 95%- Konfidenzintervall für das hundertjährige Regenereignis zugrunde gelegt, das mit einem durchschnittlichen Wasserstand des Flusses zu überlagern ist. Als Dauerregen PRC wird die über 24 Stunden gemittelte Niederschlagsmenge eines hundertjährigen Regenereignisses angenommen, die mit einem hundertjährigen Hochwasserstand zu überlagern ist.

Die Vorschriften zum Schutz vor externen Überschwemmungen gemäß ASN Guide Nr. 13 stehen jedoch nicht vollständig im Einklang mit entsprechenden WENRA Anforderungen in /WENRA 2021/. Obwohl die französischen Vorschriften alle wichtigen Phänomene und Prozesse berücksichtigen, die zu Überschwemmungsgefahren an Standorten an Flüssen oder an der Atlantikküste führen, werden einige der Phänomene nur für sehr kurze Wiederkehrperioden berücksichtigt (z. B. lokale Niederschläge und Wellen in 100 Jahren; Windwellen in 1000 Jahren). In jedem Fall ist jedoch klar, dass zum Zeitpunkt der Veröffentlichung des ASN-Guides Nr. 13 im Jahr 2013 die 2014 und 2015

---

maximale Wasserstand sein; und

(2) alle möglichen Wege für das Eindringen von Wasser in die Sicherheitsausrüstungen, die sich unterhalb der Plattform befinden, müssen blockiert werden.

In Blayais wurden beide Kriterien nicht erfüllt: Die Plattform war nicht hoch genug; die Widerstandsfähigkeit der Brandschutztüren in den Tunneln gegenüber den unterirdischen Sicherheitseinrichtungen war falsch berechnet: Das Wasser drang in die Tunnel ein, durchbrach die Türen und führte zu einer Überflutung des Kellergeschosses des Reaktorgebäudes und zum gleichzeitigen Ausfall von Sicherheitssystemen.

<sup>34</sup> Als ein gravierendes Überflutungsereignis aus der jüngeren Zeit ist der Unfall japanischen Fukushima zu nennen.

veröffentlichten WENRA Safety Reference Levels aus den genannten zeitlichen Abläufen nicht in die französischen Vorschriften aufgenommen werden konnten.

Der ASN Guide Nr. 13 wurde von 2005-2012 entwickelt und muss nun als veraltet betrachtet werden. Der Leitfaden berücksichtigt nicht die entsprechenden WENRA-Dokumente, die nach dem Fukushima-Unfall entwickelt wurden. Die Bewertung basiert weitgehend auf deterministischen Methoden unter Berücksichtigung von Margen und Gefahrenkombinationen, mit einem "probabilistischen" Überschreitungsziel von weniger als  $10^{-4}$  pro Jahr, aber hauptsächlich unter Verwendung von Expertenurteilen. Für viele relevante Überschwemmungsereignisse werden zu geringe Überschreitungswahrscheinlichkeiten berücksichtigt, Klimaveränderungen werden nur in begrenztem Umfang berücksichtigt. In dem (veralteten) ASN-Guide Nr. 13 zum Schutz vor externen Überschwemmungen wird nur der Anstieg des Meeresspiegels als variable Größe berücksichtigt, die durch den Klimawandel zunimmt. Starkregenereignisse stellen jedoch ein erhebliches und zunehmendes Risiko für das externe Hochwasserrisiko dar. Aufgrund des Klimawandels werden insbesondere in den Sommermonaten immer häufiger anhaltende Wetterlagen beobachtet. Die lange Dauer bestimmter meteorologischer Bedingungen kann zu extremen Ergebnissen führen.

Erdbebenbedingte Überschwemmungsszenarien, die sich auf die Sicherheit auswirken, sollten gründlich untersucht werden, und es sollten entsprechende Schutzmaßnahmen ergriffen werden. Dementsprechend sollten weitergehende Anforderungen in den ASN Guide Nr. 13 aufgenommen werden.

Wie bereits einleitend ausgeführt existiert im französischen Regelwerk der in 2017 veröffentlichte ASN Guide Nr. 22, der WENRA konforme Regelungen zu naturbedingten Einwirkungen enthält. Es wäre nun notwendig, die angesprochenen Regeln, ASN Guide Nr. 22 und ASN Guide Nr. 13, inhaltlich in Übereinstimmung zu bringen. Im Rahmen dieses Berichts konnte nicht abschließend geklärt werden, ob und wann der ASN Guide Nr. 13 zur Bewertung meteorologischer Gefahren in Übereinstimmung mit den Anforderungen des ASN Guides Nr. 22, und somit mit den WENRA Anforderungen, gebracht werden soll.

IRSN hat in /IRSN 2012/ die Methodik zur Bestimmung des notwendigen Schutzes der HSC<sup>35</sup> gegen externe Überflutung durch die EDF bewertet. IRSN weist unter anderem auf einige Defizite hin, z.B. weist der für die HSC verwendete Meeresspiegel nicht genügend Sicherheitsmargen auf.

Nach den Ergebnissen der Überflutungs-PSA wird durch die Integration der Post-Fukushima-Erkenntnisse, einschließlich derjenigen zum Schutz des HSC vor Überflutung, das Risiko einer Kernschmelze in den französischen AKW deutlich reduziert. Stichproben der ASN zeigten jedoch, dass die vorgesehenen Maßnahmen sowie die dafür vorgesehenen Ausrüstungen eine Reihe von Schwachstellen aufweisen. /ASN 2022/.

Der nicht ausschließbare Fall, also eine komplette längerfristige Überschwemmung insbesondere küstennaher Standorte muss als auslegungsüberschreitender Anlagenzustand gesehen werden. In einer derartigen Situation wäre die gesamte Infrastruktur in Mitleidenschaft gezogen. Betroffen wäre insbesondere auch die Anbindung des AKW an das externe Stromnetz. Die Anlagen verfügen zwar über eine bestimmte Karenzzeit, ein kompletter Ausfall der externen als auch der Notstromversorgung infolge Nichtbereitstellbarkeit von Dieselmotoren würde in eine nicht beherrschbare Notfallsituation für das AKW enden.

Unter dem Eindruck einer solchen, nicht ausschließbaren Entwicklung, sind Maßnahmen zur Sicherung der Infrastruktur vorbereitend auch für eine solche worst-case Situation zu treffen. Anforderungen hierzu sind in /ASNR 2025/ nicht zu finden.

– **Kritische Anmerkungen zu den Maßnahmen zum Schutz gegen sonstige Einwirkungen**

Neben Erdbeben und externer Überflutung werden die sonstigen naturbedingten Einwirkungen von außen wie Wind (direkte Einwirkungen sowie Projektile), Hagel sowie Blitzschlag betrachtet.

Im Zusammenhang mit den periodischen Sicherheitsüberprüfungen wurden Untersuchungen zu potenziellen Schäden durch Projektile bei Starkwinden vorgenommen. Defizite wurden im Bereich der Ansaugrohrleitungen der Notspeisepumpe außerhalb von Gebäuden, der Luftkühlung der Notstromdiesel, weiterer Rohrleitungen der Notstromdiesel,

---

<sup>35</sup> HSC – Hardened Safety Core. Mit diesem System („Notstandssystem“) sollen alle französischen AKW zum Schutz gegen extreme externe Einwirkungen nachgerüstet werden.

der Verbindungsleitungen und Armaturen zwischen den Vorratsbehältern ASG und SER sowie weiterer sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen festgestellt. Diese Defizite sollen mittlerweile beseitigt sein, konkrete Informationen liegen nicht vor.

Gemäß /ASN 2016/ kommt EDF zu dem Schluss, dass es durch von Starkwinden ausgelöste Projektile nicht zu einer Beeinträchtigung von Gebäuden kommen kann, die sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen enthalten. Dabei wurden Windgeschwindigkeiten von bis zu 200 km/h untersucht, was einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von ca.  $10^{-4}$  pro Jahr entsprechen soll.

Nach Stand von Wissenschaft und Technik sind für die Auslegung einer Anlage gegen Naturbedingte Einwirkungen Bemessungsereignisse zugrunde zu legen, die unter angemessener Berücksichtigung der Unsicherheiten eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von weniger als  $10^{-4}$  pro Jahr aufweisen sollen. Für die zu betrachtenden naturbedingten Einwirkungen liegen jedoch diesbezüglich nachprüfbar Nachweise in einer vollständigen Dokumentation nicht vor.

- **Kritische Anmerkungen zu den Maßnahmen zum Schutz gegen zivilisatorische Einwirkungen**

Gemäß WENRA Reference Level E5.2 /WENRA 2021/ sind in Ergänzung zu den naturbedingten übergreifenden Einwirkungen auch zivilisatorisch bedingte Einwirkungen zu berücksichtigen. Zu den zivilisatorisch bedingten Einwirkungen zählt u. a. der unfallbedingte Flugzeugabsturz. Konkrete Lastannahmen in Bezug auf den Flugzeugabsturz sind in den WENRA Reference Level nicht explizit dargelegt.

Nach /ASN 1980, 2001a/ wurden die französischen AKW auf der Grundlage probabilistischer Analysen zur Absturzhäufigkeit von Flugzeugen standortspezifisch gegen die Einwirkungen aus kleinen Zivilflugzeugen («les petits avions civils (aviation générale, de masse inférieure à 5,7 tonnes)») ausgelegt.

Bezüglich der 1300 MWe Reaktoren wird ausgeführt:  
„These statistical studies lead to the conclusion that, as far as the structures of standard 1300 MWe plants are concerned, the only risk to be provided for in France is that resulting from the crash of a general aviation aircraft. Two types of general aviation aircraft are taken into account in the design of these buildings:

- A 'hard' projectile (with mainly perforating action): engine (0.2 t) of single-engined CESSNA 210 (1.5 t at 360 km/h);
- A 'soft' projectile (causing mainly shock of impact): twin-engined LEAR JET (5.7 t at 360 km/h)."

Aktuell in Frankreich geltende Anforderungen an die (deterministische) Auslegung des EPR gegen Flugzeugabsturz sind in /ASN 2014/ als Last-Zeitfunktionen angegeben (Bild 6):

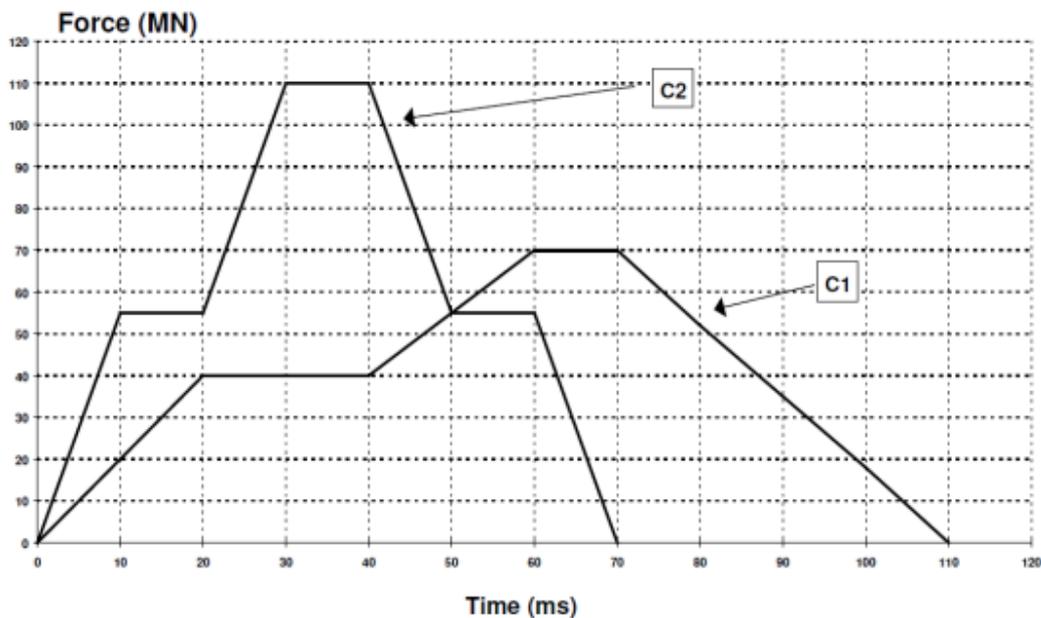


Bild 6: Last-Zeitfunktion Flugzeugabsturz EPR

Die unterschiedlichen Ansätze zur Auslegung gegen Flugzeugabsturz bei den bestehenden AKW in Frankreich zum EPR lassen sich nach wie folgt darstellen:

- “The RFS (RFS-I.2.a. du 05/08/1980) /ASN 1980/ requires an assessment of the frequency of damage to the three main safety functions, for two types of airplanes (Cessna 210 and Learjet 23) of the general aircraft traffic. Protection is considered as acceptable if the frequency is lower than a determined value, which is a probabilistic objective.
- The Technical Guidelines /ASN 2014/ require a deterministic approach, based on load-time diagrams C1 and C2 representing the crash of a military airplane. The Reactor Building, the Fuel Building and some auxiliary buildings shall be designed against these load cases.”

Die Auslegung der 1300 MWe Anlagen mit Blick auf einen unfallbedingten Flugzeugabsturz geht auf eine probabilistische Betrachtung aus der Zeit der Errichtung der Anlagen zurück. Es liegen keine Hinweise auf aktualisierte probabilistische Untersuchungen zur Standortgefährdung unter Berücksichtigung von Veränderungen in den relevanten Flugbewegungen rund um die betroffenen AKW-Standorte vor. Damit bestehen offene Fragen zur Aktualität der der Auslegung zugrunde liegenden Lastannahmen. Die bei der ursprünglichen Auslegung festgelegten Einwirkungen erreichen deutlich nicht die in Frankreich für neue Anlagen deterministisch festgelegten Anforderungen. Damit weisen die Anlagen grundsätzlich einen geringen physischen Schutz gegen derartige zivilisatorische Einwirkungen von außen verglichen mit aktuellen Anforderungen an den in Frankreich in Bau befindlichen EPR auf.

Die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, sowohl das Reaktorgebäude als auch insbesondere das Brennelement-Lagerbeckengebäude sind somit nur vergleichsweise schwach gegen mechanische Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz ausgelegt. Kommt es bei einem Flugzeugabsturz zu einem Durchschlagen von Wänden des Lagerbeckengebäudes kann dies zu einem (vollständigen) Wasserverlust aus dem Lagerbecken führen. In diesem Fall ist eine Kühlung der Brennelemente nicht mehr länger möglich. Es kann zu massiven Freisetzungen von Radioaktivität kommen. Eine Rückhaltung dieser Freisetzungen ist nicht möglich. Seitens IRSN ist hierzu ein Gutachten im Hinblick auf das Risiko eines Flugzeugabsturzes auf das Brennelement-Lagerbeckengebäude geplant /IRSN 2023/.

Wird das Reaktorgebäude getroffen, können durch eindringende Flugzeugteile oder in der Folge eines Treibstoffbrands sicherheitstechnisch erforderliche Einrichtungen zerstört werden. Kann die Kühlung des Reaktorkerns nicht gewährleistet werden, kommt es ebenfalls zu einer massiven Freisetzung von Radioaktivität. Auch in diesem Fall ist eine Rückhaltung aufgrund des zerstörten Reaktorgebäudes nicht möglich. Damit sind große, frühe Freisetzungen denkbar, die nach /EU 2014/ praktisch ausgeschlossen sein müssen. Der gegenwärtig realisierte Schutz gegen Einwirkungen von außen entspricht nicht dem in neuen Anlagen in Frankreich (EPR) bereits realisierten Stand der Technik. Angesichts des geringen Grundschutzes besteht somit ein deutlich erhöhtes Risiko, dass es bei einem Flugzeugabsturz zu Unfallabläufen bis hin zu einem Unfall mit großen, frühen Freisetzungen kommt.

Zu erfüllende spezifische Anforderungen zum Schutz gegen externe zivilisatorische Einwirkungen

- Für den Nachweis der Sicherheit von AKW gegen unfallbedingtem Flugzeugabsturz sind nach Stand von Wissenschaft und Technik in Frankreich grundsätzlich die diesbezüglichen Anforderungen in /ASN 2014/ repräsentativ.
- Für den Fall, dass sich der Nachweis der Sicherheit gegen Flugzeugabsturz auf einer standortspezifisch begründeten Analyse der Absturzhäufigkeit begründet, ist die Aktualität der diesbezüglichen Gefährdungsanalyse sicherzustellen.
- Die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementbecken müssen auch für den Fall eines größeren, auslegungsüberschreitenden Flugzeugabsturzes sichergestellt sein.

Mit dem Angriff Russlands auf die Ukraine sind Szenarien eingetreten, die bisher als kaum realistisch galten. Das Risiko katastrophaler Unfälle hat sich nochmals verschärft.

Mit dem Krieg in der Ukraine sind zivile kerntechnische Anlagen zum ersten Mal direkt und indirekt zum Ziel kriegerischer Auseinandersetzungen geworden. Russland hat deutlich gemacht, dass internationale Regeln, die Kriegshandlungen rund um AKW untersagen, nur so lange Bestand haben können, wie sich alle Akteure daran gebunden fühlen. Kerntechnische Anlagen werden in derartigen Fällen zu einer besonderen Bedrohung. /BASE 2022/

Für einen längeren Zeitraum ist es schwieriger, kriegerische Auseinandersetzungen auszuschließen. Aus diesem Grund müssen die zusätzlichen Gefahren in geeigneter Weise Berücksichtigung finden, u.a.:

- Absturz einer mit Waffen geladenen Militärmaschine.
- Einsatz von fernsteuerbaren Drohnen, die mit Sprengstoff beladen sind.

Auch modernere Waffen mit höherer Zerstörungskraft als bisher von der Behörde unterstellt wurde, könnten in die Hände von Terroristen gelangen und eingesetzt werden.

#### **4.1.4 Welche Fragen aus der bisherigen Betriebspraxis der 1300 MWe AKW haben Bedeutung für eine LTE und sind Teil des Nachrüstprogramms**

- **Containment**

Die Sicherheitsbehälter (Containment) für die 1300 MWe Blöcke (Serien P4, P'4) sind doppelwandig ausgeführt (Bild 7): Die Innenwand aus Spannbeton soll den Druck eines Leckstorfalles standhalten (Enceinte interne en béton précontraint), die Außenwand aus Stahlbeton den äußeren Gefahren (Enceinte externe en béton armé). Etwaige Leckagen werden in dem drucklosen Zwischenraum zwischen den Wänden aufgefangen und behandelt (Espace entre enceintes en dépression).

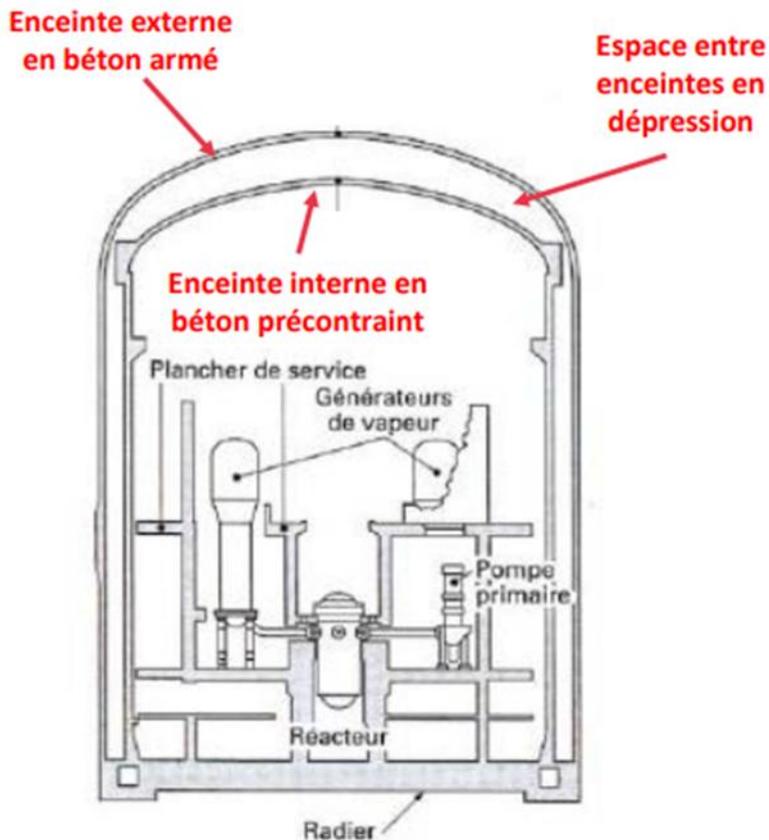


Bild 7: Prinzip Containment 1300 MWe AKW (Quelle: /IRSN 2023c/)

Der Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälter beträgt 5 bar<sub>abs</sub>. Im Zwischenraum zwischen innerem und äußerem Betoncontainment wird durch die Containment-Unterdrückhaltung EDE ein Unterdruck zur Rückhaltung von Aktivität erzeugt. Die Dichtheit des Containments wird im Rahmen der 10jährigen Sicherheitsüberprüfungen geprüft. Die Dichtheit der Containment-Durchdringungen (Rohrleitungen etc.) wird im Ereignisfall durch den Gebäudeabschluss (Schließen von doppelt vorhandenen Absperrarmaturen, ITS) erreicht.

Die für die Vorspannung der Sicherheitsbehälter verwendeten Kabel sind mit Zementmörtel verpresst, können also nicht nachgespannt werden, und irreversible Phänomene beeinträchtigen die Strukturen umso mehr. Aus diesem Grund wurde ein spezielles Überwachungsprogramm eingeführt, um die notwendigen Daten über das Verhalten und die Veränderungen der Strukturen zu erhalten. Auf diese Weise kann überprüft werden, ob die Leckrate und die Restvorspannung während der voraussichtlichen Lebensdauer der Anlage von ursprünglich vorgesehenen 40 Jahren den Sicherheitskriterien entsprechen. Dieses Programm wird durch Forschungs- und Entwicklungsstudien ergänzt, um das Verständnis der Phänomene zu verbessern und Modelle zur Vorhersage des Verhaltens des Spannbetons zu erstellen. Die bisher gesammelten Ergebnisse sollen zeigen, dass das Verhalten im Allgemeinen zufriedenstellend sei /IRSN 2023c/.

Die Lastaufnahme des Betons ist wesentlich durch den Prozeß des Betonkriechens bestimmt. Verlauf und Ausmaß des Kriechens werden neben Belastungsgröße und Alter des Betons insbesondere durch das Zementsteinvolumen und den Wasser-Zement-Wert beeinflusst. Weitere Parameter sind Luftfeuchtigkeit, Querschnittsgeometrie des Bauteils, Erhärtungsgeschwindigkeit des Zementes und Betondruckfestigkeit.

Bei der Berechnung von vorgespannten Betonteilen (Spannbeton) ist das Kriechen des Betons ein wichtiger Parameter, den es zu beachten gilt, da durch die Vorspannung immer große Betondruckspannungen vorhanden sind. Die sich daraus ergebenden Kriechdehnungen des Spannbetonbauteils vermindern die Spannstahldehnung und damit auch die Vorspannkraft.

Studien zur Lebensdauerprognose sollen darauf hindeuten, dass zwei oder drei Sicherheitsbehälter der 1300 MWe Reaktoren nach einer Betriebsdauer von 40 Jahren unter das akzeptable Niveau der Mindesteigenspannung fallen könnten.<sup>36</sup> Bereits zum Zeitpunkt der Errichtung können Stahlbetonkonstruktionen aufgrund von Umwelteinflüssen (z. B. Temperatur, Feuchtigkeit und zyklische Belastungen) beginnen, sich in Richtung schlechterer Eigenschaften zu verändern. Die Lebensdauer einer Komponente endet, wenn sie ihre Funktions- und Leistungsanforderungen nicht mehr erfüllen kann, wenn sie veraltet ist oder wenn die Instandhaltungskosten übermäßig hoch werden. Zu den wichtigsten Mechanismen (Faktoren), die unter ungünstigen Bedingungen zu einer

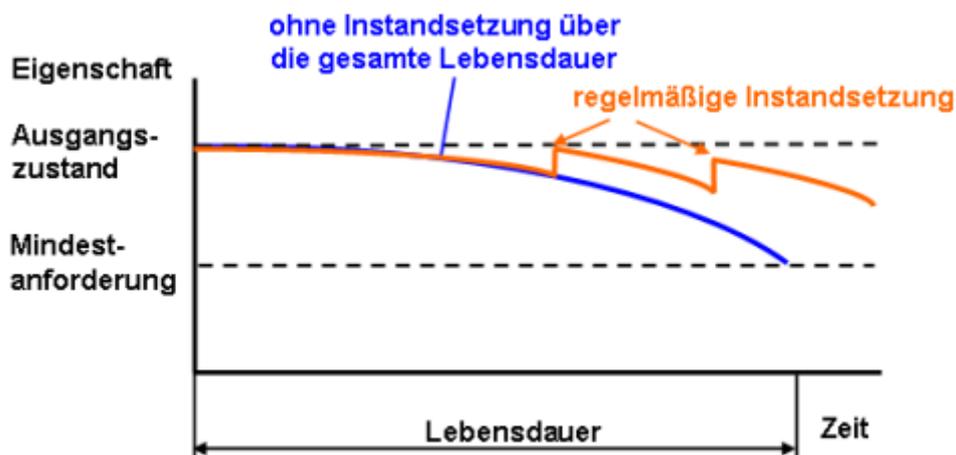
---

<sup>36</sup> Prestress losses in NPP containments - The EDF experience, Conference: Joint WANO/OECD-NEA workshop on pre-stress loss in NPP containments, Poitiers (France), 25-26 Aug 1997

vorzeitigen Verschlechterung von Stahlbetonkonstruktionen führen können, gehören diejenigen, die sich auf den Beton oder auf die Stahlbewehrungsmaterialien (Bewehrung oder Vorspannung) auswirken.

Eine der häufigsten Schadensformen an Stahlbetonbauteilen ist die mit oft gravierenden Folgen für die Standsicherheit und Gebrauchsfähigkeit der Bauteile einhergehende Betonkorrosion<sup>37</sup>. Schäden an Betonbauwerken treten u.a. auch aufgrund von Fehlern in der Verarbeitung des Betons auf<sup>38</sup>.

Der Widerstand und die Unempfindlichkeit von Baustoffen, Querschnitten und Bauteilen eines Bauwerkes gegenüber Umwelteinflüssen hängen einerseits von der Art und Intensität des Angriffes und andererseits von den Eigenschaften des Betons ab. Bei der Planung eines Bauwerks muss der Dauerhaftigkeitsaspekt gebührend berücksichtigt werden, um die Gebrauchsfähigkeit langfristig sicherzustellen (Bild 8).



<sup>37</sup> Unter Betonkorrosion werden von der Oberfläche ausgehende Veränderungen am Beton verstanden, die nach längerer unbehinderter Einwirkung zur erheblichen Beeinflussung der Standsicherheit des Containments führen können. Bei der Beurteilung eines Risses im Beton ist zu unterscheiden zwischen reinen Oberflächenrissen und trennenden Rissen. Erstere stellen keine konstruktive Gefährdung des Bauteils dar, gefährden aber häufig den nur durch eine intakte Betondeckung gewährleisteten Korrosionsschutz der Bewehrung. Die trennenden Risse, die durch einen größeren Teil des Bauwerks hindurchgehen, gewährleisten hingegen nicht mehr die für die Standsicherheit erforderliche Übertragung der Kräfte.

<sup>38</sup> Siehe hierzu u.a. die Aussagen zum Bauablauf des finnischen EPR Olkiluoto, [https://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk\\_Olkiluoto](https://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Olkiluoto)

Bild 8: Einfluss von Instandsetzungsmaßnahmen auf die Dauerhaftigkeit /Quelle: UBW 2020/

Trotz der o.g. Feststellung in /IRSN 2023c/ wird von IRSN auch dargelegt, dass durch Alterung z.B. ein Aufquellen des Betons oder aber auch eine Korrosion der Bewehrung stattfindet. Es wird im Weiteren verwiesen auf die Notwendigkeit einer Identifizierung und Verfolgung der verschiedenen Alterungsmechanismen durch die Wartungsprozesse. Detaillierte, anlagenbezogene Angaben zu den Alterungsprozessen des Betons im Containmentbereich wurden in /IRSN 2023c/ nicht genannt und liegen auch nicht vor.

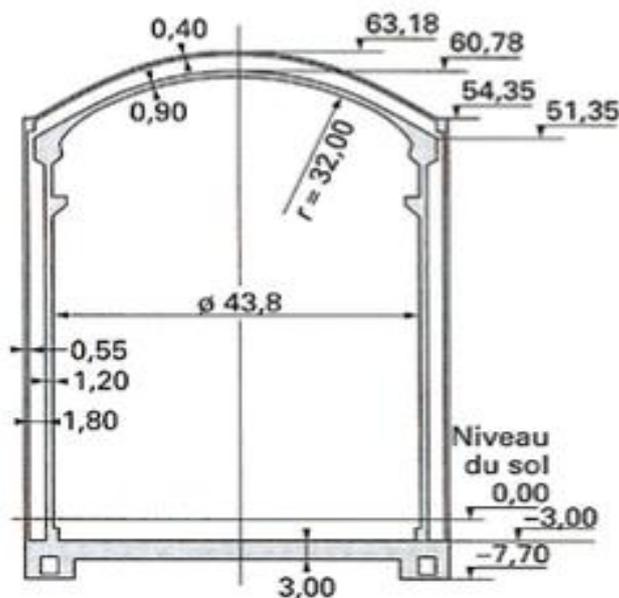


Bild 9: Hauptabmessungen Containment (Quelle /COS 1997/)

Nach /COS 1997/ besteht die Bodenplatte der 1300 MWe Reaktoren aus herkömmlichem Stahlbeton und muss bei einem Unfall nur wasserdicht sein. Das innere freie Volumen beträgt ca.  $70.000 \text{ m}^3$  gegenüber dem des EPR von ca.  $90.000 \text{ m}^3$ . Die Bodenplatte des EPR ist demgegenüber für die Belastungen aus einem Kernschmelzunfall ausgelegt, das gilt nicht für die 1300 MWe Reaktoren. Das soll sich mit der Nachrüstung der 1300 MWe Reaktoren ändern, auch hier sollen die Belastungen aus Kernschmelzunfällen künftig abgetragen werden können. Seitens IRSN wird über umfangreiche Untersuchungen zum Verhalten unterschiedlicher Betonarten unter Kernschmelzbedingungen berichtet /IRSN 2013/. Seitens EDF besteht das Ziel der Nachrüstung, die Kernschmelze in einem Umfang zu stabilisieren, dass ein Durchbruch der Bodenplatte verhindert wird /EDF 2022/. Die Frage, inwieweit die in den 1300 MWe realisierten Bodenplatten hierzu geeignet sind, bedarf weiterer Analysen /IRSN 2023d/. Die Oberflächen

der Bodenplatten der 1300 MWe Reaktoren sind u.a. hochwertig mittels Verkieselung (Silikatisierung) vergütet. Hier dringen die Wirkstoffe der Vergütung tief in den Beton der Grundplatte ein, um die Betonleimmatrix zu verfestigen und den Beton anhaltend zu verdichten. IRSN verweist in diesem Zusammenhang auch auf noch ausstehende Analysen zu „sehr silikatischen“ Betone, um endgültige Aussagen zur Stabilität der Bodenplatten unter Kernschmelzsituationen treffen zu können.

Auf ein weiteres Problem hinsichtlich der Lebensdauerbewertung der Containments der 1300 MWe Anlagen in Frankreich wird in /EDF 2012/ hingewiesen. Es wird erläutert, dass bei einigen Anlagen Schwierigkeiten bestehen könnten, die Kriterien der zehnjährigen Dichtheitsprüfung, ohne weitere zusätzliche Maßnahmen zu erfüllen.

Die EDF-Strategie besteht nun erstens aus Reparatur- und Verstärkungsarbeiten zur Erhaltung der Dichtheit der Innenwände; zweitens wurde ein Versuchsprogramm mit F&E-Unterstützung eingeleitet, um das Leckkontrollsystem zu verbessern und die Widerstandsfähigkeit des Sicherheitsbehälters bei schweren Unfall-Bedingungen besser bewerten zu können.

EDF erwartet dadurch, die erforderlichen Margen bezüglich des Nachweises der Dichtheit des doppelwandigen Sicherheitsbehälters über die geplante Lebensdauerverlängerung der Anlagen zu erhalten.

Eine umfassende Bewertung aller die Containmentfunktion beeinflussenden Faktoren

- für einen sicheren Betrieb über die 40a hinweg (LTE) sowie
- für die Abtragung der Lasten aus einem Kernschmelzunfall

unter Berücksichtigung der oben angegebenen Sachverhalte liegt bisher nicht vor.

- **Reaktordruckbehälter**

In Bezug auf die Reaktordruckbehälter ist EDF zuversichtlich, eine Verlängerung der Lebensdauer über 40 Jahre nachzuweisen. In jedem Fall bleibt die Erhöhung der Sicherheitseinspeisungstemperatur jedoch eine Option, um die hierzu erforderlichen Margen sicherzustellen /EDF 2012/. Weitere Maßnahmen zur Begrenzung der Versprödung werden von IRSN diskutiert und vorgeschlagen, um einen Betrieb über 40 Jahre hinaus sicherzustellen /IRSN 2023a/.

- **Sicherheitsrelevante Schäden im Sicherheits-Einspeisesystem französischer Kernkraftwerke**

In zahlreichen französischen Reaktorblöcken sind Rissbefunde an Schweißnähten in den Sicherheits-Einspeisesystemen festgestellt worden (Bild 10).

© IRSN

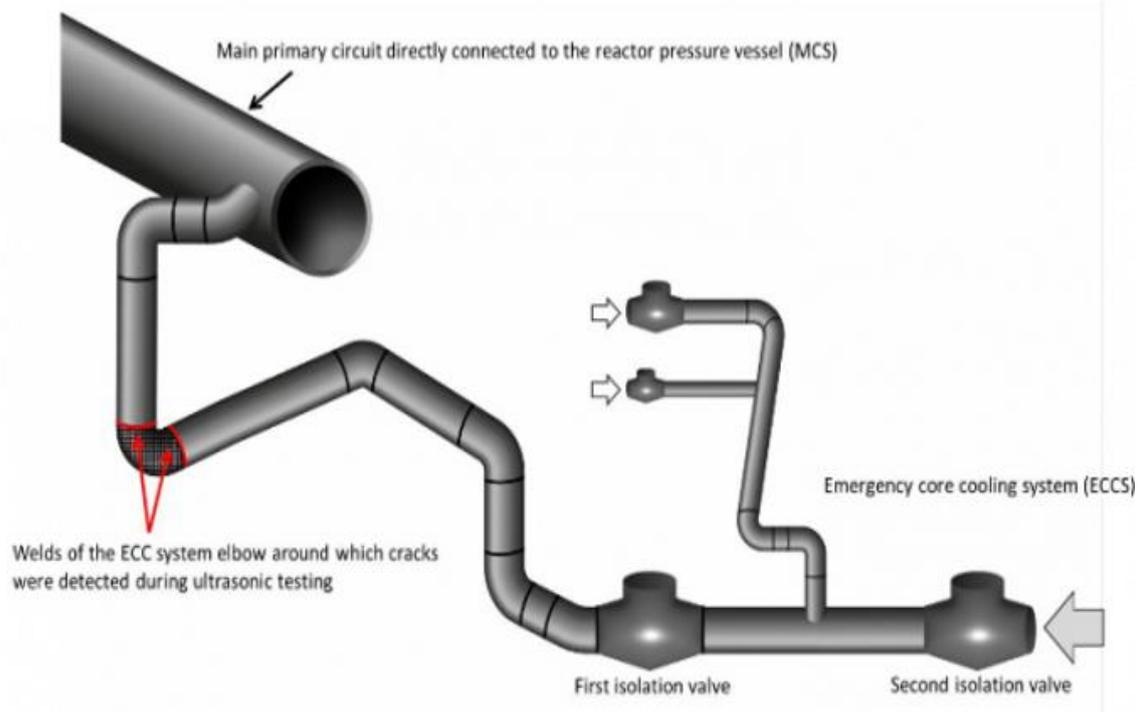


Bild 10: Lage der befundbehafteten Rohrleitungsabschnitte

Die Schäden wurden erstmalig im Rahmen der alle zehn Jahre stattfindenden Sicherheitsprüfungen des Druckwasserreaktors von Civaux-1 festgestellt.

Besonders anfällig für das Korrosionsphänomen sind laut EDF (Stand August 2022)

- die Leitungen des Sicherheitseinspeisesystems, die sich im kalten Strang befinden, und die Saugleitungen des Nachkühlsystems der Reaktoren vom Typ N4 (jeweils zwei 1.450-MW-Blöcke in Chooz B und Civaux);
- die Leitungen des Sicherheitseinspeisesystems, die sich im kalten Strang der Reaktoren vom Typ P'4 befinden (insgesamt zwölf 1.300-MW-Blöcke an den Standorten Belleville, Cattenom, Golfech, Nogent-sur-Seine und Penly).

Die entsprechenden Systeme der Reaktoren vom Typ P4 (1.300 MW) und die 900-MW-Reaktoren sind nach jetzigem Kenntnisstand kaum anfällig für diese Form der Spannungsrissskorrosion. Die Kontrollstrategie sieht daher vor, die Reaktoren der Typen N4 und P'4 zu priorisieren.

Die Aufsichtsbehörde ASN informierte am 07.03.2023 über eine aktualisierte Meldung der Betreiberin EdF über neue Befunde von Spannungsrissskorrosionen in Block 3 des KKW Cattenom sowie in den KKW Civaux, Chooz B und Penly. Im Rahmen der fortschreitenden Untersuchungen wurde in Block 1 des KKW Penly ein Riss entdeckt, der sich – wie bei den anderen betroffenen Reaktoren – in der Nähe einer Schweißnaht einer Rohrleitung des Sicherheits-Einspeisesystems befindet. Anders als bisher aufgefundene Risse liegt dieser in einem der heißen Stränge des Reaktors. Als besonders anfällig für das Korrosionsphänomen wurden von EdF bislang Leitungen in kalten Strängen eingeschätzt.

Zudem ist der in Block 1 des KKW Penly entdeckte Riss deutlich tiefer als alle bisher aufgefundenen Risse: Er erstreckt sich über 155 mm, was etwa einem Viertel des Leitungsumfangs entspricht; seine maximale Tiefe beträgt 23 mm bei einer Wanddicke von 27 mm.

Durch das Vorhandensein eines Risses dieser Dimensionen kann die Festigkeit der Rohrleitung laut ASN nicht mehr nachgewiesen werden. Allerdings berücksichtigt der Sicherheitsnachweis für den Reaktor den Bruch dieser Leitung. Das bedeutet, dass die Anlage so ausgelegt ist, dass sie auch bei einem derartigen Leitungsbruch die Kühlung des Reaktorkerns gewährleistet.

Die Aufsichtsbehörde stuft den Befund in Penly-1 aufgrund der erhöhten Wahrscheinlichkeit eines Leitungsbruchs und der möglichen sicherheitsrelevanten Folgen als INES-2-Ereignis ein. Die Risse in den übrigen, eingangs genannten Reaktoren wurden als INES-1-Ereignis kategorisiert.

Die Aufsichtsbehörde ASN teilte am 16.03.2023<sup>39</sup> mit, dass EdF eine Überarbeitung der Prüf- und Reparaturstrategie vorgelegt habe, welche die Betreiberin im Dezember eingereicht habe. Die Überarbeitung ist vor dem Hintergrund der neuesten Rissbefunde an

---

<sup>39</sup> L'ASN précise ses attentes sur la stratégie de contrôle d'EDF face au phénomène de corrosion sous contrainte (CSC), Publié le 16/03/2023

Schweißnähten zu sehen, insbesondere desjenigen in Penly-1. Dabei war ein besonders langer und tiefer Riss in einer Leitung entdeckt worden, die bislang als nicht anfällig für Spannungsrisskorrosion eingeschätzt wurde; allerdings sei die betroffene Schweißnaht beim Reaktorbau zweimal repariert worden<sup>40</sup>. Außerdem wurden bei der Untersuchung von bereits herausgeschnittenen Rohrleitungsabschnitten auch zwei Risse gefunden, deren Struktur auf thermische Ermüdungsrisse als Ursache schließen lässt.

#### – **Relevanz der Schäden für die Sicherheit**

Wenn die Risse im fortlaufenden Betrieb eine bestimmte Größe erreichen, kann es – insbesondere bei einer zusätzlichen mechanischen Belastung – zu einem Leck oder Bruch einer der betroffenen Leitungen kommen. Da zwischen dem Ort der Rissbefunde und dem Primärkreislauf eine direkte Verbindung besteht, käme es dann zu einem Kühlmittelverluststörfall.

Es sind Szenarien denkbar, bei denen mechanische Belastungen gleichzeitig auf alle betroffenen Leitungen des Sicherheits-Einspeisesystems wirken, z. B. im Fall eines schwereren Erdbebens. Käme es in einem solchen Fall zum gleichzeitigen Abriss mehrerer dieser Leitungen, wären Kernschäden bis hin zu einer Kernschmelze nur zu verhindern, wenn weitere Notfallmaßnahmen zur Reaktorkühlung erfolgreich umgesetzt werden könnten.

Der in Block 1 des KKW Penly entdeckte Riss ist deutlich tiefer als alle bisher aufgefundenen Risse: Er erstreckt sich über 155 mm, was etwa einem Viertel des Leitungsumfanges entspricht; seine maximale Tiefe beträgt 23 mm bei einer Wanddicke von 27 mm. Dieser Riss wurde in einer Leitung entdeckt worden, die bislang als nicht anfällig für Spannungsrisskorrosion eingeschätzt wurde. Mit dieser Risskonfiguration kann die Festigkeit der Rohrleitung laut ASN nicht mehr nachgewiesen werden.

Als mögliche Auslöser der Risse kommen in Frage thermische Ermüdung, Spannungsrisskorrosion, behinderte Schwingungen. Schäden durch mechanische Schwingungen und Pulsationen sollten möglichst schon in der Planungs- und Montagephase durch präventive Maßnahmen weitgehend vermieden werden. Die vorhandenen Befunde bedürfen einer sachgerechten Reparatur.

---

<sup>40</sup> <https://www.powerinfotoday.com/europe/civaux-1-2-france/>

Im Rahmen der Nachrüstung der 1300 MWe Reaktoren soll der eben beschriebene Sachverhalt einer endgültigen Klärung und Lösung zugeführt werden. In /ASNR 2025/ findet sich hierzu eine entsprechende Anforderung. Es muss nochmals darauf hingewiesen werden, dass als Grundlage einer Reparaturstrategie eine umfassende Ursachenklärung erforderlich ist.

- **Internal flooding events at the Le Blayais and the Fessenheim NPPs /IRSN 2015b/**

“The two events that occurred at the Fessenheim (April 2014) and Le Blayais (March 2014) nuclear power plants revealed a certain weakness in nuclear reactor electrical buildings regarding the risks of internal flooding, despite the protective measures implemented to guard against them. The events also showed that the safety documentation setting out requirements relating to the watertightness of openings was incomplete and highlighted the limits of the preventive maintenance programme. EDF therefore began taking action to improve the safety documentation and maintenance programmes to bring its facilities into compliance. Following IRSN's technical review, EDF defined an action plan aimed mainly at ensuring that the information in the database relating to openings subject to watertightness requirements was exhaustive and compliant, carrying out inspections of openings, and rectifying any compliance gaps detected. EDF will also update its maintenance programme.

It has undertaken to update its safety documentation, inspect and correct any compliance gaps concerning the openings of all nuclear power plant buildings for its entire reactor fleet. All compliance gaps concerning the electrical buildings of 900 MW reactors should be eliminated by 2016. This work was scheduled to continue until 2018 for the other buildings of 900 MW reactors and for 1300 and 1450 MW reactor buildings.”

Im Rahmen der Nachrüstung der 1300 MWe Reaktoren soll der eben beschriebene Sachverhalt einer endgültigen Klärung und Lösung zugeführt werden.

- **Defizite in der Erdbebensicherheit von Notstrom-Dieselgeneratoren in Reaktoren der 1300 MWe Anlagen**

Am 20. Juni 2017 meldete EDF gegenüber ASN ein signifikantes Sicherheitsereignis der Stufe 2 der INES-Skala in Bezug auf die mögliche Nichtverfügbarkeit der Notstrom-Dieselmotoren der 1300-MWe-Reaktoren im Falle eines Erdbebens. IRSN stellt fest /IRSN 2017/, dass ein Erdbeben der Stufe SMS<sup>41</sup> (oder sogar SMHV<sup>42</sup>), verbunden mit einem potenziellen Verlust der externen Stromversorgung langfristig zu einer Kernschmelze im Reaktor führen könnte. Ebenso betroffen wäre das Lagerbrennstoffelement für abgebrannte Brennelemente. /IRSN 2017/

- A significant event affecting the emergency diesel generator on the Civaux, Gravelines and Paluel NPPs<sup>43</sup>

“A significant nuclear safety event concerning a deficiency in the earthquake resistance of the piping of the emergency diesel generator sets in the Civaux, Gravelines and Paluel NPPs was rated level 2 on the INES scale by ASN.

Each reactor has two emergency diesel generator sets, which provide redundant electrical power supply to certain safety systems in the event of the loss of off-site electrical power, more particularly in the wake of an earthquake. The significant event concerns a risk of damage to the piping owing to their potential contact with the civil engineering structures of the emergency diesel generator sets in the event of an earthquake. This damage could lead to rupture of these pipes and failure of the emergency diesel generating sets.

EDF initially detected this deviation at the end of October 2018 on one of the two emergency diesel generating sets for reactors 2 and 3 of the Tricastin NPP. On 6 May 2019, EDF informed ASN that, following characterisation, it also concerned the two emergency diesel generating sets for the reactors of the Civaux, Gravelines and Paluel NPPs as well as one of the two emergency diesel generating sets for the reactors of the Fessenheim, Cruas, Saint-Laurent-des-eaux and Nogent NPPs, reactor 3 of the Dampierre NPP, reactors 2 and 3 of the Tricastin NPP and reactor 1 of the Le Blayais NPP. Repairs were made to the reactors concerned, except for one emergency diesel

---

<sup>41</sup> SMS - "Safe Shutdown Earthquakes" (Séismes Majorés de Sécurité - SMS)

<sup>42</sup> SMHV - "Maximum Historically Probable Earthquake" (Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables - SMHV)

<sup>43</sup> ASN Information notice, Published on 14/05/2019

generating set for reactor 4 of the Paluel NPP, which is currently shut down. This anomaly will be corrected before the reactor is restarted. More particularly during the course of its inspections, ASN checks that these repairs are carried out satisfactorily.”

Im Rahmen der Nachrüstung der 1300 MWe Reaktoren soll der eben beschriebene Sachverhalt bereits einer Lösung zugeführt worden sein. Eine Bestätigung der qualitätsgerechten Durchführung aller Arbeiten zur seismischen Ertüchtigung an den Notstromanlagen der 1300 MWe Reaktoren sollte durch ASNR erfolgen.

- **Notwendiger Austausch der Dampferzeuger**

Es ist vorgesehen, dass in allen 1300 MWe AKW neue Dampferzeuger eingesetzt werden /EDF 2005/.

Der Bruch mindestens eines der Dampferzeuger (DE) - Heizrohre muss durch das vorhandene Sicherheitssystem zuverlässig beherrscht werden können. Bei weiteren, im Störfallablauf unterstellbaren Fehlern besteht grundsätzlich die Gefahr des Erreichens einer Unfallsituation bis hin zu einem Kernschmelzzustand. Entsprechend sollen präventiv größere, korrosiv bedingte Schäden an den DE-Heizrohren im Betrieb verhindert werden. In diesem Sinne sind vorbeugend solche Betriebsweisen zu vermeiden, die zu Korrosionszuständen an den DE-Heizrohren führen können. Korrosionszustände bzw. Korrosion bedingende Verunreinigungen in den Dampferzeugern sind jedoch systembedingt und somit praktisch nicht auszuschließen.

Die deutsche Reaktorsicherheitskommission stellt hinsichtlich der Schadenssituation an den Heizrohren in Dampferzeugern fest: „Beim Schadensmechanismus Spannungsrisskorrosion ist grundsätzlich ein schneller Rissfortschritt möglich. Vor diesem Hintergrund kann nicht ausgeschlossen werden, dass es bei dem Schädigungsmechanismus Spannungsrisskorrosion innerhalb eines Betriebszyklus zu lokal wanddurchdringenden Rissen kommen kann.“ /RSK 2019/

Deshalb sind auch bei den bereits in Betrieb befindlichen „neuen“ Dampferzeugern in den 1300 MWe Reaktoren in Frankreich Strategien zur Vermeidung von Korrosionszuständen umzusetzen und der Ausschluss spannungsinduzierter Risse an den Dampferzeuger - Heizrohren über die beabsichtigte Betriebsperiode nachzuweisen.

Den Dampferzeugern als Schnittstelle zwischen Primärkreis und den Sekundärkreis kommt zudem insbesondere unter Unfallbedingungen eine bedeutende Rolle zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe zu (sh. hierzu auch die Ausführungen in Kap. 4.1.2). Gebrochene Dampferzeuger-Heizrohre unter Unfallbedingungen stellen ein Risiko für sogenannte Umgehungssequenzen des Containments dar. Solche Zustände sind praktisch auszuschließen.

#### 4.2 Zeitrahmen für die Umsetzung erforderlicher Nachrüstmaßnahmen

Seitens IRSN wird in /IRSN 2023/ bereits jetzt darauf verwiesen, dass es nicht möglich sein wird, die Gesamtheit der RP4 1300-Änderungen in den Stillstandszeiten für die Zehnjahresprüfungen der Reaktoren zu realisieren. Aktuell wird gemeldet, dass auch bei den 900 MWe Anlagen erhebliche Probleme bei der zeitlichen Realisierung der Nachrüstprogramme auftreten. Somit ist fraglich, ob die geplanten Nachrüstprogramme in den vorgesehenen und hinsichtlich der Gewährleistung der Anlagensicherheit erforderlichen Zeiten realisiert werden.

Offensichtlich ist erkannt worden, dass die erforderlichen Nachrüstungen zur Realisierung der ASNR-Vorschriften für die Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren sich nicht vollständig in den Stillstandszeiten der 4. Zehnjahresinspektion realisieren lassen. In den ASNR-Vorschriften sind deshalb bereits jetzt Realisierungszeiträume bis zu 4 Jahren nach der 4. Zehnjahresinspektion vorgesehen (**„Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennelementwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion“**). Überdies ist es auch möglich, im Falle besonderer Schwierigkeiten die Verschiebung der Behebung von Abweichungen auf Antrag bei ASNR zu verschieben.

Es bleibt somit unklar, bis zu welchem Zeitpunkt die 1300 MWe Reaktoren über den für eine LTE vorgesehenen Sicherheitsstandard tatsächlich verfügen werden. Es sollte verfügt werden, den Betrieb über die 40a hinweg erst nach Erledigung aller erforderlicher Nachrüstmaßnahmen sowie deren Erprobung zu erlauben.

Ein solcher Übergangszustand von „alter/neuer“ Anlage über einen Zeitraum von mehreren Jahren ist aus sicherheitstechnischer Sicht unzulässig, da damit hohe Risiken einhergehen können. Beispiele hierzu wären

- Ständige Änderungen an den Betriebsvorschriften,

- Kontinuierliche Schulungsanforderungen an das Personal,
- Paralleler Betrieb analoger und digitaler Leittechnik,
- usw.

#### **4.3 Weitere, noch zu erwartende Positionierung von ASNR zu Sachverhalten der Laufzeitverlängerung**

Zu verschiedenen Fragestellungen zu den ASNR-Vorschriften will sich ASNR in 2025 noch äußern. Das betrifft insbesondere:

- Alterungsprobleme beim Containment („Prestress losses in 1300 MWe Containments“)
- Umsetzung der WENRA Reference-Levels für externe Einwirkungen (TU-Level)
- Vollständigkeit der Liste für die bei der Auslegung in Anwendung gebrachten (internen und externen) Einwirkungen
- Auslegung und Qualitätsanforderungen bezüglich der neuen SSC für das HSC
- Auslegung des „Core Catchers“

### **5 Erkenntnisse zu Möglichkeiten und Grenzen einer Nachrüstbarkeit alter AKW auf den aktuellen Sicherheitsstand, wie er z.B. durch die Anforderungen an den EPR definiert ist**

- Der Schutz der Menschen und Umwelt vor den schädigenden Wirkungen von ionisierender Strahlung muß konsequent gewährleistet werden, gleich ob es sich um ein altes oder neues AKW handelt. Es kann hier keine Zweigleisigkeit der Sicherheit von AKW in Bezug auf den Schutz von Menschen und Umwelt geben. Wenn ein altes AKW nicht entsprechend aktuell gültiger Schutzanforderungen nachgerüstet werden kann, ist die Abschaltung dieser Anlage die alleinige Konsequenz.
- Hinsichtlich der Einwirkungen der menschenverursachten Klimaentwicklungen auf die Sicherheit von AKW sind aus gegenwärtiger Sicht die überschaubaren Veränderungen dieser Einwirkungen bis mindestens 2050 bei der Sicherheitsbewertung

von Altreaktoren, insbesondere im Falle einer vorgesehenen bzw. bereits praktizieren Laufzeitverlängerung in Betracht zu ziehen.

- Die Sicherheitskonzepte der sich in Betrieb befindlichen alten AKW beruhen auf einem Erkenntnisstand zur Reaktorsicherheit, der ab der Mitte 1960 bis Ende der 1970er Jahre zur Anwendung kam. Erkenntnisse und Schlussfolgerungen aus dem Reaktorunfall in Three Mile Island (1979), der Katastrophe von Tschernobyl (1987), dem Anschlag von 9/11 in New York (2001) und der Katastrophe von Fukushima (2011), die jeweils zu erheblichen Verschärfungen bestehender Sicherheitsanforderungen führten, konnten somit nicht in die sicherheitstechnische Auslegung dieser Anlagen einfließen, stellen aber jetzt den Maßstab für ein zu erreichenden Sicherheitsstandard für AKW dar, die entweder aktuell errichtet oder aber über ihre ursprüngliche Laufzeit hinaus weiter betrieben werden sollen.
- Bei den alten AKW, die jetzt etwa 40 Jahre und darüber in Betrieb sind, sind teils deutliche Abweichungen hinsichtlich der systemtechnischen Auslegung, wie Redundanz von Sicherheitssystemen, deren räumlicher Trennung, deren seismischer Qualifizierung sowie bei der Auslegung gegen übergreifende Einwirkungen wie schlagende Rohrleitungen, interne Überflutungen oder Brände im Vergleich zu gegenwärtigen Anforderungen festzustellen. Externe übergreifende Einwirkungen wie Erdbeben, Überflutungen oder Flugzeugabsturz wurden nicht systematisch in die Auslegung einbezogen. Dies betrifft dann auch den Sachverhalt des erforderlichen Nachweises der Robustheit im Falle auslegungsüberschreitender externer Einwirkungen auf die jeweilige Anlage. Eine hohe Bedeutung kommt dabei den meteorologisch bedingten übergreifenden Einwirkungen (Überschwemmungen, Starkregen, Sturm, langzeitige Trockenheit usw.) zu, da der gegenwärtige, menschenverursachte Klimawandel seinerzeitig vorgedachte Entwicklungen bezüglich Häufigkeit und Intensität der meteorologisch bedingten Einwirkungen bereits jetzt deutlich verstärkt.
- Nicht alle Auslegungsdefizite der alten AKW lassen sich durch Nachrüstungen beseitigen: Ein erheblicher Teil der Sicherheitsstandards wird bereits bei der Auslegung des AKWs festgelegt und kann durch Nachrüstungen grundsätzlich nicht mehr verändert werden. Die Einhaltung heutiger Sicherheitsstandards würde praktisch einen kompletten Neubau eines AKWs bedingen. Die nicht behebbaren Unterschiede betreffen insbesondere den Schutz vor externen Einwirkungen und Terrorgefahren sowie die nicht ausreichende Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle. Alte AKW sind somit praktisch auf den Stand neuer AKW nicht

nachrüstbar. Neue Risiken, resultierend aus Terror und Klimafolgen sind hinzugekommen,

- Kein Land weltweit hat seine alten AKW bis jetzt auf den Stand von Wissenschaft und Technik, wie er durch den europäischen Druckwasserreaktor EPR repräsentiert wird, modernisiert. Die Nachrüstungsziele der französischen AKW orientieren sich explizit am EPR. Entscheidende, kostspielige und technisch herausfordernde Nachrüstungen wie der Einbau eines Core-Catchers oder eines ähnlichen Systems zur Beherrschung von Kernschmelzphänomenen sind allerdings noch nicht umgesetzt worden. Zudem konnten elementare Schwachstellen veralteter Sicherheitskonzepte bis jetzt nicht durch Nachrüstungen beseitigt werden. Es bleibt auch offen, ob Frankreich seinem Anspruch, auf Stand von Wissenschaft und Technik nachzurüsten, gerecht werden wird. Es ist davon auszugehen, dass es weiterhin einen Unterschied zwischen dem Sicherheitsniveau der ältesten und der neuesten Reaktoren gibt. Es ist somit bei den Altreaktoren das Risiko eines nicht beherrschbaren Kernschmelzunfalls nicht auszuschließen.
- Durch den Anstieg der globalen Durchschnittstemperatur verändert der Klimawandel die Schwere und Häufigkeit von Wetterereignissen, wie Temperaturextreme, Perioden starker Regenfälle, starker Winde und starker Anstiege des Meeresspiegels. Diese Veränderungen werden sich voraussichtlich kurz- bis langfristig weiter verstärken. Eine der Herausforderungen des Klimawandels besteht darin, dass frühere Beobachtungen und Vorhersagemodelle mit fortschreitendem Klimawandel und extremeren Bedingungen an Zuverlässigkeit verlieren. Sicherheitsbewertungen für den Fall einer Laufzeitverlängerung müssen dieser Entwicklung Rechnung tragen.
- Der Anstieg des Meeresspiegels ist eine bedeutende Auswirkung des Klimawandels. An den Küsten Frankreichs, Belgiens und den Niederlanden wird der Anstieg des globalen Meeresspiegels bis 2100 auf mindestens 1m geschätzt. Durch den Anstieg des Meeresspiegels verändert sich die Überschwemmungsdynamik und die Wahrscheinlichkeit von schwerwiegenden Ereignissen steigt.
- Wetter- und klimabedingte Gefahren können ein AKW direkt betreffen, aber indirekte Auswirkungen können ebenso wichtig sein, weil sie die Umgebung betreffen oder die Zugänglichkeit zum Kraftwerk einschränken oder aber auch für unbestimmte Zeit gänzlich ausschließen (z. B. Waldbrände oder länger andauernde Überschwemmungen), oder weil sie kaskadenartig Probleme verursachen, die von einer anderen Quelle ausgehen (z. B. ein Dammbbruch flussaufwärts) oder weil sie

das Stromnetz betreffen (z. B. Unterbrechungen durch umstürzende Bäume), mit Folgen für die Stromversorgung außerhalb des Standorts und/oder die Emission von im Kraftwerk erzeugtem Strom. Nach einem Erdbeben oder einer Überschwemmung der Zufahrtswege kann es schwierig oder unmöglich sein, zu der betroffenen Anlage zu gelangen. Außerdem können Trümmer die Wassereinlässe blockieren, die für die Kühlung der Anlage erforderlich sind. Diese Kühlung ist für die Sicherheit von entscheidender Bedeutung, da der Verlust der Kältequelle zu einer Kernschmelze und damit zu einem nuklearen Unfall führen kann.

- Der Krieg in der Ukraine hat gezeigt, dass AKW, die essenziell für die Energieinfrastruktur eines Landes sind, Ziel von militärischen Angriffen werden können. Dies trotz internationalen Abkommen, die einen Angriff auf besonders gefährliche Industrieanlagen verhindern sollen. Zwar sind AKW gegen Einwirkungen von außen (Erdbeben, Überflutungen, Flugzeugabsturz etc.) ausgelegt, aber kriegerische Handlungen am Reaktorstandort und Beschuss von Gebäuden am Kraftwerksge-lände, sowie mutwillige Zerstörung des Netzanschlusses sind weder Teil der Auslegung noch Teil der Sicherheitsanalysen eines AKW. Der Krieg in der Ukraine hat aber gezeigt, dass genau solche Einwirkungen auf ein AKW in einer kriegerischen Auseinandersetzung möglich sind. Da kriegerische Einwirkungen aber weder in der Auslegung berücksichtigt noch in Sicherheits- und Risikoanalysen untersucht wurden, ist eine hohe Verwundbarkeit und Störanfälligkeit wahrscheinlich oder zumindest möglich. Dies gilt auch dann, wenn keine der beiden Kriegsparteien die direkte Absicht hat, den Reaktor zu zerstören.
- Im Falle eines schweren, die heutige Auslegung der AKW gegen Flugzeugabsturz massiv überschreitenden Flugzeugabsturzes kann nicht ausgeschlossen werden, dass es zum Versagen der Sicherheitshülle und auch zur Beschädigung der darunter liegenden inneren Gebäudestrukturen kommt. Dabei können auch Beschädigungen des Reaktorkühlsystems oder der Brennelementbecken nicht ausgeschlossen werden. Dies könnte im schlimmsten Fall zu einem großen Kühlmittelverluststörfall mit Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung führen. Bei einer Beschädigung oder dem Versagen der redundanten Notkühlsysteme kann ein Kernschmelzunfall nicht mehr ausgeschlossen werden.
- Maßnahmen der Sicherung können zwar die Wahrscheinlichkeit eines absichtlich herbeigeführten Kernschmelzunfalls beziehungsweise die Erfolgswahrscheinlichkeit einer Sabotageaktion herabsetzen, sie können jedoch diesbezügliche Aktionen nicht prinzipiell ausschließen.

## **6 Zusammenfassende Bewertung des Standes der Sicherheit der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich im Lichte der ASNR-Vorschriften zu deren Nachrüstung**

In Frankreich ist die Laufzeit von AKW in den jeweiligen Genehmigungen nicht begrenzt. Über einen weiteren Betrieb des AKW nach Erreichen der Auslegungsbetriebszeit von 40 Jahren über einen Zeitraum von zunächst 10 Jahren (Lifetime Extension – LTE) wird hier jeweils auf der Grundlage der Ergebnisse einer periodisch, jeweils nach 10 Jahren, stattfindenden Sicherheitsüberprüfung seitens der zuständigen Behörde entschieden.

Zur Zeit der Designphase der P4 und P'4 - Reaktoren Beginn der 1970er Jahre waren die Anforderungen an die Sicherheit von AKW deutlich geringer als gegenwärtig. Infolgedessen sind bei diesen Reaktoren z.B. deutliche Abweichungen hinsichtlich der systemtechnischen Auslegung, wie Redundanz von Sicherheitssystemen, deren räumlicher Trennung, deren seismischer Qualifizierung sowie bei der Auslegung gegen interne übergreifende Einwirkungen wie schlagende Rohrleitungen, interne Überflutungen oder Brände im Vergleich zu gegenwärtigen Anforderungen festzustellen. Externe übergreifende Einwirkungen wie Erdbeben, Überflutungen oder Flugzeugabsturz wurden nicht systematisch in die Auslegung einbezogen. Dies betrifft dann auch den Sachverhalt des Nachweises der Robustheit sicherheitstechnisch wichtiger Funktionen im Falle auslegungsüberschreitender externer Einwirkungen auf die jeweilige Anlage. Eine hohe Bedeutung kommt dabei nach dem Reaktorunfall im japanischen Fukushima Dai-ichi den meteorologisch bedingten übergreifenden Einwirkungen zu, da der gegenwärtige, menschenverursachte Klimawandel vorgedachte Entwicklungen bezüglich Häufigkeit und Intensität der meteorologisch bedingten Einwirkungen bereits jetzt deutlich verstärkt.

Nach den Unfällen im amerikanischen Reaktor Three Mile Island, in dem Reaktor in Tschernobyl in der Ukraine und in dem japanischen AKW Fukushima Dai-ichi wurden die Anforderungen an das Defence-in-Depth Concept bedeutend weiterentwickelt. So wurden insbesondere die Anforderungen zur Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3) verschärft. Darüber hinaus wurde das Sicherheitskonzept um weitere Maßnahmen, die anlageninternen Notfallmaßnahmen, auf einer vierten Sicherheitsebene ergänzt.

Trotz aller getroffenen Vorkehrungen bei der Auslegung, dem Bau und dem Betrieb von Atomkraftwerken in Frankreich stellt auch die französische ASN fest, dass schwere Unfälle mit Freisetzungen in die Umgebung bei den in Betrieb befindlichen AKW nicht ausgeschlossen werden können. Es verbleibt somit ein Risiko, dass es jedoch in Übereinstimmung mit den EPR-Sicherheitszielen bei den in Betrieb befindlichen AKW durch entsprechende Nachrüstungen zur Verbesserung der Sicherheit als Voraussetzung für eine Laufzeitverlängerung deutlich zu minimieren gilt.

ASN hat bereits 2003 darauf hingewiesen, dass selbst die zuletzt in Betrieb genommenen französischen Reaktoren vom Typ N4 aufgrund ihres zu geringen Sicherheitsniveaus mittlerweile in Frankreich nicht mehr genehmigt werden würden.

In diesem Statement der französischen Behörde ASN<sup>44</sup> vom 07.07.2010 zur Sicherheit künftiger AKW heißt es u.a.: "In 2003, the Director General of Nuclear Safety and Radiation Protection declared to the French Parliamentary Office for the Evaluation of Scientific and Technical Options (OPECST), „It is obvious that we expect more ambitious safety requirements for the EPR reactor as compared to the previous reactor generation. I can specify it in a more direct manner: we would not allow the construction of a N4<sup>45</sup> reactor anymore.”"

ASN hat auch festgelegt, dass die Sicherheitsanforderungen an die in Betrieb befindlichen Anlagen durch die Sicherheitsanforderungen an den EPR in Frankreich bestimmt sind.

Die bisher von EDF durchgeführten und im Weiteren vorgesehenen Nachrüstmaßnahmen gemäß ASNR-Vorschriften /ANSR 2025/ tragen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit von Strukturen, Systemen und Komponenten der jeweiligen 1300 MWe AKW bei. Die Maßnahmen konzentrieren sich im Wesentlichen auf die Beseitigung von im Betrieb erkannten Schwachstellen, das Erkennen von Problemen des Veraltens und der Alterung an Strukturen, Systemen und Komponenten, deren Verfolgung und wo möglich deren Beseitigung, auf Verbesserungen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme externe Einwirkungen durch die Installation des „Hardened Safety Cores“

---

<sup>44</sup> Statement of ASN Commission: "Which level of safety for new nuclear re-actors built around the world?", Press release, published on 07/07/2010, (<http://www.french-nuclear-safety.fr/ASN/About-ASN/The-ASN-doctrine/The-ASN-position-statements/New-nuclear-reactors-built-around-the-world>)

<sup>45</sup> "N4 reactors are the most recent nuclear reactors that were built in France, at Chooz and Chivaux."

(„noyau dur“) sowie auf eine punktuelle Milderung von Auswirkungen möglicher Kernschmelzszenarien.

Weiterhin sind Maßnahmen auch auf eine Verbesserung der Sicherheitskultur gerichtet.

Zur Bewertung der ASNR-Vorschriften hinsichtlich:

- *Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der Sicherheitsebene 3 des Defence-in-Depth Concepts*

Bestehende grundlegende Defizite bei den 1300 MWe Reaktoren gegenüber den von ASNR angegebenen Anforderungen, nämlich einer weitestgehenden Annäherung an das EPR-Sicherheitsniveau, als Voraussetzung für einen Betrieb über die ursprüngliche Laufzeit hinaus, sind nicht Teil des Nachrüstprogramms und bleiben somit weiterhin bestehen. Sie betreffen insbesondere den Bereich der zuverlässigen und wirksamen Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3).

An das Sicherheitssystem zur Beherrschung von Störfällen werden besonders hohe Anforderungen an die Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie an Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten und Systeme gestellt.

Bestehen, wie bei den 1300 MWe Reaktoren, im Bereich des Sicherheitssystems technische Defizite, so ist die erforderliche Zuverlässigkeit und Wirksamkeit bei der Beherrschung der für ein AKW zu unterstellende Ereignisse nicht mehr sichergestellt (sh. Kap. 4.1.2).

Das Sicherheitssystem der 1300 MWe Reaktoren ist grundsätzlich zweisträngig ( $n+1$  Redundanzgrad) ausgelegt mit der Konsequenz, dass im Fall einer Störung in einer Redundanz das betroffene Sicherheitssystem für eine bestimmte Zeit über keine Redundanz mehr verfügt ( $n+0$ ). Für neue Anlagen wird demgegenüber ein höherer Redundanzgrad (mindestens  $n+2$ ) gefordert, der auch eine Ereignisbeherrschung bei gleichzeitig vorliegendem Instandhaltungsfall ermöglichen würde. Auch beim EPR in Frankreich ist die Auslegung des Sicherheitssystems mit mehreren Redundanzen ausgeführt, was zum Beispiel von der französischen Gutachterorganisation IRSN als besonderer Sicherheitsvorteil des EPR gegenüber den bisher in Frankreich betriebenen AKW bewertet wird.

In den 1300 MWe Reaktoren greifen alle Stränge des zentral wichtigen sekundärseitigen Notspeisesystems ASG auf einen einzigen Vorratsbehälter zurück, sie sind in ihren

passiven Komponenten daher vermascht, teilweise auch über eine gemeinsame Nutzung von Rohrleitungen. Auch die Systeme zur primärseitigen Kühlmittelergänzung (RIS, EAS), zur Aufborierung des Primärsystems (RCV) sowie zur Lagerbeckenkühlung (PTR) greifen auf einen einzigen Vorratsbehälter (PTR) zurück, auch diese Systeme sind in ihren passiven Komponenten vermascht, teilweise auch durch gemeinsame Nutzung von Rohrleitungen.

Damit ist keine vollständige Unabhängigkeit dieser Systeme bzw. ihrer einzelnen Redundanzen gegeben. Kommt es beispielsweise durch interne Ereignisse wie einen Brand oder ein Rohrleitungsversagen oder auch aufgrund von Einwirkungen von außen zu einem Versagen in diesen Bereichen wären damit erforderliche Sicherheitsfunktionen vollständig ausgefallen.

Die vorhandenen Defizite bezüglich Diversität, Redundanz sowie Unabhängigkeit und Entmaschung im Sicherheitssystem erhöhen die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich.

Nachrüstungen zur Beseitigung dieser Defizite im Bereich der Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3) sind nicht Teil der ASNR-Vorschriften und somit nicht vorgesehen. ASNR verweist im Zusammenhang mit Defiziten in der Anlage jedoch auf die geplanten Nachrüstungen im Zusammenhang mit dem „noyau dur“ („Hardened Safety Core“, HSC). Das HSC ist jedoch als System der 4. Sicherheitsebene eingestuft. Die 4. Sicherheitsebene ist als eine unabhängige Ebene gegenüber den Einrichtungen der 3. Sicherheitsebene wirksam. Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene stehen jedoch grundsätzlich nicht zur Kompensation von bestehenden Defiziten auf der 3. Sicherheitsebene zur Verfügung.

- *Beherrschung von Störfällen mit Potential einer Umgehung der Barrierefunktion des Containments*

Der Bruch mindestens eines der Dampferzeuger (DE) - Heizrohre muss durch das vorhandene Sicherheitssystem zuverlässig beherrscht werden können. Bei weiteren, im Störfallablauf unterstellbaren Fehlern besteht grundsätzlich die Gefahr des Erreichens einer Unfallsituation bis hin zu einem Kernschmelzzustand. Entsprechend sollen präventiv größere, korrosiv bedingte Schäden an den DE-Heizrohren im Betrieb verhindert werden. In diesem Sinne sind vorbeugend solche Betriebsweisen zu vermeiden, die zu Korrosionszuständen an den DE-Heizrohren führen können. Korrosionszustände bzw.

Korrosion bedingende Verunreinigungen in den Dampferzeugern sind jedoch systembedingt und somit praktisch nicht auszuschließen.

Deshalb sind auch bei den bereits in Betrieb befindlichen „neuen“ Dampferzeugern in den 1300 MWe Reaktoren Strategien zur Vermeidung von Korrosionszuständen umzusetzen und der Ausschluss spannungsinduzierter Risse an den Dampferzeuger-Heizrohren über die beabsichtigte Betriebsperiode nachzuweisen.

Den Dampferzeugern als Schnittstelle zwischen Primärkreis und den Sekundärkreis kommt zudem insbesondere unter Unfallbedingungen eine bedeutende Rolle zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe zu (sh. hierzu auch die Ausführungen in Kap. 4.1.2). Gebrochene Dampferzeuger-Heizrohre unter Unfallbedingungen stellen ein Risiko für sogenannte Umgehungssequenzen des Containments dar. Solche Zustände sind praktisch auszuschließen. Hierzu fehlen Festlegungen in /ASNR 2025/.

- *Installation des „Hardened Safety Core“ als Einrichtung der 4. Sicherheitsebene des Defence-in-Depth Konzeptes, Extreme anlagenexterne Einwirkungen*

Im Falle extremer, deutlich über die Auslegung hinausgehender externer Einwirkungen soll die Kühlung wichtiger Komponenten des AKW durch das gegenüber der übrigen Anlage stärker ausgelegte „Hardened Safety Core“ (sh. Bild 4) als System der Sicherheitsebene 4 sichergestellt sein.

Die Anforderungen an den HSC sowie dessen Aufgaben sind in /ASN 2014a/ umfassend beschrieben:

„The hardened safety core have to be:

- composed of a limited number of Systems, Structures and Components (reliability),
- protected against extreme earthquake, flood and tornado, explosion, lightning, extreme climatic conditions, wind, snow, accidental rain, hail storm, wind generated missiles ...
- protected against the effects that could be induced by these hazards,
- operable even if all other components are out of service (e.g. dedicated electrical source and I&C),

- operable without any material or human support from the outside during 24 hours following the event until FARN set-up (Nuclear Rapid Intervention Force).”

Anzumerken sei, dass mit dem HSC vergleichbare „Notstandssysteme“<sup>46</sup> bereits in den 1980ern und 1990ern Jahren in europäischen AKW, z.B. in Deutschland, Schweiz, Spanien, Belgien nachgerüstet wurden. Bei den mittlerweile in Deutschland endgültig abgeschalteten KONVOI Anlagen war das „Notstandssystem“ schon Teil der Auslegung.

Das HSC sollte vor Aufnahme des Betriebs nach der 4. Zehnjahresinspektion vollständig installiert und erprobt sein, was jedoch gemäß /ASNR 2025/ so nicht vorgesehen ist.

Mit dem Ziel der Verhinderung eines Durchschmelzens der Fundamentplatte im Falle eines Versagens des Reaktordruckbehälters aufgrund einer Kernschmelze sollen die 1300 MWe Reaktoren durch die Installation eines „Core Catchers“ geschützt werden. Der „Core Catcher“ soll sich am Grundprinzip des Core Catchers des EPR orientieren.

Es fehlen in diesem Zusammenhang noch endgültige Aussagen,

- zur Lebensdauerprognose der Sicherheitsbehälter der 1300 MWe Reaktoren nach einer Betriebsdauer von 40 Jahren (sh. Kap. 4.1.4) und
- zur Stabilität der Bodenplatten unter Kernschmelzbedingungen (sh. Kap. 4.1.4).

Der Prozess eines Kernschmelzunfalls wird maßgeblich durch die Absenkung des Reaktordruckes auf einen niedrigen Druck bestimmt. Die nachzurüstende Druckentlastungseinrichtung für die rasche Druckabsenkung des Primärkreisdruckes im Kernschmelzunfall muß so wirksam ist, dass ein Versagen des Reaktordruckbehälters unter hohem Druck praktisch auszuschließen ist. Im Nachrüstprogramm /ASNR 2025/ fehlen hierzu entsprechende Angaben.

Nach /IRSN 2015a/ ist eine verbesserte Druckentlastung des primären Kühlkreislaufs, um Kernschmelzunfälle unter hohem Druck zu verhindern, erforderlich.<sup>47</sup>

---

<sup>46</sup> Die „Notstandssysteme“ sind auf die Beherrschung extremer externer Einwirkungen ausgerichtet, ein „Core Catcher“ wurde nicht vorgesehen.

<sup>47</sup> “In order to avoid high-pressure vessel melt-through (pressure greater than an order of magnitude of 15-20 bar) or a steam generator tube rupture, the top of the pressurizer of the EPR has three pressure relief

- *Extreme wetter- und klimabedingte Gefahren*

Extreme wetter- und klimabedingte Gefahren können ein AKW direkt betreffen, aber indirekte Auswirkungen können ebenso wichtig sein, weil sie die Umgebung bzw. den Standort betreffen oder die Zugänglichkeit zum Kraftwerk einschränken oder aber auch für unbestimmte Zeit gänzlich ausschließen (z. B. Waldbrände oder länger andauernde Überschwemmungen), oder weil sie kaskadenartig Probleme verursachen, die von einer anderen Quelle ausgehen (z. B. ein Dambruch flussaufwärts) oder weil sie das Stromnetz betreffen (z. B. Unterbrechungen durch umstürzende Bäume), mit Folgen für die Stromversorgung außerhalb des Standorts und/oder die Emission von im Kraftwerk erzeugtem Strom. Nach einem Erdbeben oder einer Überschwemmung der Zufahrtswege kann es schwierig oder unmöglich sein, zu der betroffenen Anlage zu gelangen. Außerdem können Trümmer die Wassereinlässe blockieren, die für die Kühlung der Anlage erforderlich sind. Diese Kühlung ist für die Sicherheit von entscheidender Bedeutung, da der Verlust der Kältequelle zu einer Kernschmelze und damit zu einem nuklearen Unfall führen kann.

Die ASNR-Vorschriften enthalten bislang keine Hinweise zu Handlungen und Maßnahmen im Falle solcher extremen anlagenexternen Einwirkungen.

- *Auslegung gegen Flugzeugabsturz*

Die bei der ursprünglichen Auslegung der 1300 MWe Reaktoren mit Blick auf einen unfallbedingten Flugzeugabsturz festgelegten Einwirkungen erreichen deutlich nicht die in Frankreich für neue Anlagen deterministisch festgelegten Anforderungen. Damit weisen die Anlagen grundsätzlich einen geringen physischen Schutz gegen derartige zivilisatorische Einwirkungen von außen auf. Kommt es zu einem unfallbedingten Flugzeugabsturz auf das AKW mit größeren als den bislang für diese Anlage unterstellten Einwirkungen, so können die Folgen von Unfällen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen bis hin zu Unfallabläufen mit großen, frühen Freisetzungen reichen, und führen damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt. Insbesondere Unfallabläufe, die zu großen frühen Freisetzungen führen können, müssen gemäß den französischen Anforderungen an neue AKW jedoch praktisch ausgeschlossen sein,

---

valves and two other valves, that provide either feed-and-bleed or emergency blowdown of the RCS for severe accidents. The three pressure relief valves protect the RCS from overpressurisation. For the other valves, the feed-and-bleed mode is used in the event of total loss of the steam generator feedwater supply; the emergency RCS blowdown mode is used to prevent high-pressure core melt. Either valve may be used for feed-and-bleed operation and emergency blowdown of the RCS.”

worunter zu verstehen ist, dass solche Ereignisse entweder physikalisch unmöglich oder extrem unwahrscheinlich sind.

Vor dem Hintergrund der Ereignisse des 11. September 2001 und der anhaltenden hohen Terrorismusgefahr kommt dieser Thematik eine besondere Bedeutung zu. Diesbezüglich ergibt sich ein Grundschutz bisher lediglich aufgrund der Auslegung gegen einen unfallbedingten Flugzeugabsturz auf dem Niveau eines kleinen Geschäftsflugzeugs. Damit weisen die Anlagen nur eine geringe Robustheit der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude und Einrichtungen auf.

Dies betrifft insbesondere die nur einfach vorhandenen Vorratsbehälter für die Kühlmittellagerung und die Dampferzeugerbespeisung. Diese sind – ebenso wie weitere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen – außerhalb des Reaktorgebäudes untergebracht und damit nicht besonders gegen mechanische oder thermische Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz geschützt. Weiterhin sind auch die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, sowohl das Reaktorgebäude als auch insbesondere das Brennelement-Lagerbeckengebäude nur vergleichsweise schwach gegen mechanische Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz ausgelegt.

Für einen längeren Zeitraum ist es schwieriger, kriegerische Auseinandersetzungen gänzlich auszuschließen. Aus diesem Grund müssen die zusätzlichen Gefahren in geeigneter Weise Berücksichtigung finden, u.a.:

- Absturz einer mit Waffen geladenen Militärmaschine.
- Einsatz von fernsteuerbaren Drohnen, die mit Sprengstoff beladen sind.

Der gegenwärtig realisierte Schutz gegen zivilisatorisch bedingte Einwirkungen von außen entspricht nicht dem beim EPR in Frankreich bereits realisierten Stand der Technik.

- *Zeitrahmen für die Umsetzung erforderlicher Nachrüstmaßnahmen*

Seitens IRSN wird in /IRSN 2023/ darauf verwiesen, dass es nicht möglich sein wird, die Gesamtheit der 1300-Änderungen in den Stillstandszeiten für die 4. Zehnjahresprüfungen der Reaktoren zu realisieren. Aktuell wird gemeldet, dass auch bei den 900 MWe Anlagen erhebliche Probleme bei der zeitlichen Realisierung der Nachrüstprogramme auftreten. Somit ist fraglich, ob die geplanten Nachrüstprogramme in den vorgesehenen und hinsichtlich der Gewährleistung der Anlagensicherheit erforderlichen Zeiten realisiert werden.

Offensichtlich ist erkannt worden, dass die erforderlichen Nachrüstungen zur Realisierung der ASNR-Vorschriften für die Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren sich nicht vollständig in den Stillstandszeiten der 4. Zehnjahresinspektion realisieren lassen. In den ASNR-Vorschriften sind deshalb bereits jetzt Realisierungszeiträume bis zu 4 Jahren nach der 4. Zehnjahresinspektion vorgesehen („**Spätestens bei der vierten planmäßigen Abschaltung für Instandhaltung und Brennelementwechsel nach der vierten Zehnjahresinspektion**“). Überdies ist es auch möglich, im Falle besonderer Schwierigkeiten die Verschiebung der Behebung von Abweichungen bei ASNR zu beantragen.

Es bleibt somit unklar, bis zu welchem Zeitpunkt die 1300 MWe Reaktoren über den für eine LTE vorgesehenen Sicherheitsstandard tatsächlich verfügen werden.

Ein solcher Übergangszustand von „alter/neuer“ Anlage über einen Zeitraum von mehreren Jahren hinweg ist aus sicherheitstechnischer Sicht unzulässig, da damit hohe Sicherheitsrisiken einhergehen können. (sh. Kap. 4.2)

Es sollte dringlich dahin eingewirkt werden, die erforderlichen Nachrüstungen vor Aufnahme des Betriebs der Reaktoren nach der 4. Zehnjahresinspektion abzuschließen.

## **7 Literatur**

ASN 1980: Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions (Règles fondamentales de sûreté (RFS) No. I.2.a).

ASN 2014: "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear pressurized water plant units" adopted during plenary meetings of the GPR and German experts on the 19 and 26 October 2000

ASN 2001: Fundamental safety rule n°2001-01 concerning basic nuclear installations (ASN Basic Safety Rule 2001-01).

ASN 2001a: Protection des installations nucléaires contre les chutes d'avions, Publié le 13/09/2001, Date de la dernière mise à jour: 03/09/2021

- ASN 2011: Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants. Report by the French Nuclear Safety Authority, December 2011
- ASN 2013: Lettre ASN CODEP-DCN-2013-013464 du 28 juin 2013 relative au programme générique proposé par EDF pour la poursuite de fonctionnement des réacteurs en exploitation au-delà de leur quatrième réexamen de sûreté
- ASN 2013a: Lessons learnt and subsequent actions taken in France after Fukushima accident, ASN 2013
- ASN 2013b: Protection of Basic Nuclear Installations Against External Flooding - GUIDE N° 13; Version of 08/01/2013
- ASN 2014c: Questions Posted To France in 2014. Convention on Nuclear Safety.
- ASN 2014a: ASN requires EDF to comply with additional requirements for implementation of the "hardened safety core", ASN, Published on 23/01/2014, Date of last update: 01/06/2017
- ASN 2015: Fabien FERON, NPP Periodic Safety Reviews (PSR) in France, French Nuclear Safety Authority (ASN), ENSREG workshop, April 2015
- ASN 2016: Seventh National Report for the 2017 Review Meeting. Convention on Nuclear Safety
- ASN 2017: Updated National Action Plan of the French Nuclear Safety Authority (Mise À Jour Du Plan D'action De L'autorité De Sûreté Nucléaire). Follow-up to the French Nuclear Power Plant Stress Test (Suivi Des Tests De Résistance Des Centrales Nucléaires Françaises). ASN 2017
- ASN 2017a: Conception des réacteurs à eau sous pression (ASN Guide No. 22), 2017
- ASN 2019a: Lettre CODEP-DCN-2019-009228 du 11 décembre 2019, Orientations de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe d'EDF (RP4-1300)

ASN 2019b: ORIENTATIONS DU 4<sup>e</sup> RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS  
NUCLÉAIRES DE 1300 MWe, 16 octobre 2019

ASN 2022: Contrôle des installations nucléaires de base (INB); Lettre de suite de l'inspection du 26 octobre 2022 sur le thème des améliorations de sûreté post-Fukushima; N° dossier : Inspection n° INSSN-LYO-2022-0524; Référence courrier : CODEP-LYO-2022-060936; Lyon, le 13 décembre 2022

ASN 2023: OBJECTIFS ET ENJEUX DE SÛRETÉ, Quatrième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe Réunion de dialogue technique du 30 mai 2023

ASNR 2025 : Décision n° 2025-DC-xxxx de l'Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection du xx juin 2025 fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales nucléaires de Belleville-sur-Loire (INB nos 127 et 128), Cattenom (INB nos 124, 125, 126 et 137), Flamanville (INB nos 108 et 109), Golfech (INB nos 135 et 142), Nogent-sur-Seine (INB nos 129 et 130), Paluel (INB nos 103, 104, 114 et 115), Penly (INB nos 136 et 140) et Saint-Alban/Saint-Maurice (INB nos 119 et 120) au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique », ASNR 2025

BASE 2022: BASE – Bundesamt für Sicherheit der nuklearen Entsorgung (2022), Laufzeitverlängerung deutscher Kernkraftwerke? Stand 26.07.2022.

BMU 2015: Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2)

COS 1997: Confinement (Enceintes), Référence B3290 | Date de publication: 10 avr. 1997, Jean-Louis COSTAZ

EDF 2005: FRENCH NUCLEAR PLANT LIFE MANAGEMENT STRATEGY APPLICATION ON REACTOR PRESSURE VESSELS AND STEAM GENERATORS LIFE MANAGEMENT, 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18) Beijing, China, August 7-12, 2005 SMiRT18-D01-6

EDF 2011: Cattenom, Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima, 15 septembre 2011. Verfügbar unter <https://www.asn.fr/sites/rapports-exploitants-ecs/EDF/cattenom/>, zuletzt abgerufen am 23.10.2023.

EDF 2012: Long Term Operation For EDF Nuclear Power Plants : Towards 60 years, Françoise Ternon-Morin, Claude Degraeve, IAEA –CN-194-036, 14-18 May Salt Lake City, 2012

EDF 2013: THE FRENCH NUCLEAR PROGRAM: EDF'S EXPERIENCE, <http://apw.ee.pw.edu.pl/tresc/-eng/08-FrenchNucleamProgram.pdf>

EDF 2015: EDF France modernization program for the existing NPPs, OECD/NEA Workshop, Innovations in Water-cooled Reactor Technologies, February 11-12th, 2015 - NEA Headquarters, Paris

EDF 2022: 4 e réexamen de sûreté des réacteurs de 1300 MWe – dialogue technique Journée du 9 décembre 2022, Améliorations de sûreté issues du 3 e réexamen 1300 MWe et du 4e réexamen 900 MWe

ENSREG 2012: Stress Test Peer Review Board: Peer Review Country Report – France

GRS 2023: Situation der Kernkraftwerke in Frankreich – wie hat sich die Lage seit dem Sommer im Nachbarland entwickelt?, GRS 2023

IAEA 2006: FUNDAMENTAL SAFETY PRINCIPLES, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SF-1, Vienna 2006

IAEA 2013: IAEA SAFETY STANDARDS SERIES, No. SSG-25 PERIODIC SAFETY REVIEW FOR NUCLEAR POWER PLANTS SPECIFIC SAFETY GUIDE, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2013

IAEA 2016: IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSR-2/1 (Rev. 1) SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS: DESIGN SPECIFIC SAFETY REQUIREMENTS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2016

IAEA 2016a: Site Evaluation for Nuclear Installations (IAEA Safety Standards Series - Safety Requirements NS-R-3 (Rev. 1)), Vienna 2016

IAEA 2022: Climate Change and Nuclear Power 2022. IAEA 2022, S. 50

IRSN 2009: E. Raimond et al., Progress in the implementation of severe accident measures on the operated French PWRs – some IRSN views and activities, IRSN 2009

IRSN 2011: E. RAIMOND, J.M. BONNET, G. CENERINO, F. PICHEREAU. F. DUBREUIL, J.P. VAN-DORSSELAERE, Continued efforts to improve the robustness of the French Gen II PWRs with respect to the risks of severe accidents. EUROSAFE 2011- 11- 08

IRSN 2012: Definition of a post-Fukushima hard core for EDF's REPs: objectives, content and associated requirements. (Définition d'un noyau dur post Fukushima pour les REP d'EDF : objectifs, contenu et exigences associées RAPPORT IRSN N°2012-009I) Réunion des Groupes permanents d'experts pour les réacteurs nucléaires du 13 décembre 2012 IRSN Report N°2012-009; 2012.

IRSN 2013: Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance, IRSN 2013

IRSN 2010: Pascal QUENTIN, Jean COUTURIER: IRSN point of view on plant long term operation assessment, IRSN, EUROSAFE Forum 2010

IRSN 2015: Patricia Dupuy, Carine Delafond, Alexandre Dubois : Temporary and Long Term Design Provisions Taken on the French NPP Fleet to Cope with Extended Station Black out in case of Rare and Severe External Events. IRSN, France, NEA/CSNI/R(2015)4

IRSN 2015a: Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents. Current State of Knowledge, IRSN 2015

- IRSN 2015b: IRSN'S POSITION, Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France in 2014, IRSN 2015
- IRSN 2016c: J.M. Bonnet, E. Raimond, G. Cénérino, D. Vola, F. Fichot : Strategy for the corium stabilisation in case of a severe accident for the French PWRs, IAEA Technical Meeting on Phenomenology and Technologies Relevant to In-Vessel Melt Retention and Ex-Vessel Corium Cooling, Shanghai, China 17–21 October 2016
- IRSN 2017: Note d'information, Non-tenue au séisme des groupes électrogènes de secours à moteur Diesel des réacteurs nucléaires du palier 1300 MWe, : 21 juin 2017
- IRSN 2023: DIALOGUE TECHNIQUE SUR LE 4ÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE, Réunion du 30 mai 2023 – Agressions d'origine externe
- IRSN 2023a: DIALOGUE TECHNIQUE SUR LE 4E RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE JOURNÉE DU 30 JUIN 2023 - Cuve des réacteurs
- IRSN 2023c: DIALOGUE TECHNIQUE SUR LE 4E RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE JOURNÉE DU 30 MAI 2023 Enceinte de confinement – Vieillessement
- IRSN 2023d: DIALOGUE TECHNIQUE SUR LE 4E RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE, JOURNÉE DU 30 MAI 2023, Accidents graves
- Leers 2020: Augmentation préoccupante des incidents graves sur le parc nucléaire EDF, 13.12.2020,  
<https://journaldelenergie.com/nucleaire/augmentation-incident-graves-nucleaire-edf/>
- EU 2014: RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/ Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen

Ferraro 2015: EDF France modernization program for the existing NPPs, Paris Februar 2015

Öko 2018: Sicherheitsdefizite des AKW Cattenom, Darmstadt, März 2018

Raimond et. al.: Raimond, E.; Bonnet, J.-M.; Cenerino, G.; Pichereau, F.; Dubreuil, F. & van-Dorsselaere, J. P.: Continued efforts to improve the robustness of the French Gen II PWRs to the risks of severe accidents. Safety assessment and research activities. Eurosafe 2011, Paris.

RSK 2019: RSK-Empfehlung, 512. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 22./23.10.2019

UBW 2020: Bauchemie und Werkstoffe des Bauwesens Dauerhaftigkeit von Beton, Univ.-Prof. Dr.-Ing. K.-Ch. Thienel, Frühjahrstrimester 2020

UCL 2021: 'Nuclear energy isn't a safe bet in a warming world – here's why', Paul Dorfman, The Conversation, June 2021

WENRA 2015: Guidance Document Issue T: Natural Hazards Head Document, 2015

WENRA 2017: WENRA Guidance, Article 8a of the EU Nuclear Safety Directive: "Timely Implementation of Reasonably Practicable Safety Improvements to Existing Nuclear Power Plants", Report of the Ad-hoc group to WENRA 13 June 2017

WENRA 2020: Report WENRA Safety Objectives for New Nuclear Power Plants and WENRA Report on Safety of new NPP designs – RHWG position on need for revision - 30 September 2020

WENRA 2021: Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020 - 17th February 2021