

Analyse von Risiken der 1300 MW Reaktoren in Frankreich insbesondere unter Beachtung der vorgesehenen Laufzeitverlängerung¹

Inhalt

1	Erläuterung des Auftrags von Greenpeace zur Ermittlung von Risiken der 1300 MW Reaktoren in Frankreich, insbesondere unter Beachtung einer beabsichtigten Laufzeitverlängerung	3
2	Erläuterungen zum Anlagenstatus der 1300 MWe AKW mit Druckwasserreaktoren (DWR) in Frankreich	7
3	Anforderungen an die Anlagensicherheit, die einem Betrieb der 1300 MWe Anlagen über die ursprüngliche Laufzeit von 40 Jahren hinaus aktuell zu Grunde zu legen wären	15
3.1	Überblick über grundlegende Anforderungen an die Anlagensicherheit ...	15
3.2	Mindestanforderungen, die zu den bekannten sicherheitsrelevanten Schwachpunkten bei den 1300 MWe Reaktoren in Frankreich zu stellen sind.....	18
3.2.1	naturbedingte externe Einwirkungen wie Sturm, Starkregen, Schneefall, Frost, Blitzschlag, Hochwasser, Erdbeben	18
3.2.2	zivilisationsbedingte Einwirkungen.....	24
3.2.3	Auslegung Sicherheitseinrichtungen.....	25
4	Beispiele zu sicherheitsrelevanten Ereignissen und Erkenntnissen aus dem Betrieb der AKW in Frankreich	28
5	Bewertung des Standes der Sicherheit der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich im Lichte der beabsichtigten Nachrüstung in Vorbereitung auf die LTE	41

¹ Verfasser: Prof. Dr.-Ing. Manfred Mertins

5.1	Kritische Bewertung des durch die vorgesehenen Nachrüstungen bei den französischen 1300 MWe Reaktoren erreichbaren Sicherheitszustandes.....	41
5.2	Grundlegende Defizite bei den 1300 MWe Reaktoren gegenüber geltenden Anforderungen bei der Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3).....	43
5.3	Defizite beim Schutz gegen externe Einwirkungen	50
5.3.1	Naturbedingte Einwirkungen von Aussen (EVA) – Erdbeben.....	50
5.3.2	Naturbedingte Einwirkungen – externe Überflutung, sonstige Einwirkungen	55
5.3.3	Unfallbedingter Flugzeugabsturz	57
5.4	Maßnahmen zur Sicherheitsebene 4	59
6	Zusammenfassung	68
7	Schlußfolgerungen bezüglich der mit den 1300 MWe Reaktoren trotz geplanter Nachrüstung verbundenen Risiken	77
8	Literatur	82

Anhang 1: Anlageninformationen zu den AKW mit 1300 MWe Reaktoren am Beispiel des AKW Cattenom /EDF 2011, Öko 2018/

Anhang 2: Informationen zu den Aufgaben des “Hardened Safety Core” sowie zu dessen Aufbau /ASN 2013a/

1 Erläuterung des Auftrags von Greenpeace zur Ermittlung von Risiken der 1300 MW Reaktoren in Frankreich, insbesondere unter Beachtung einer beabsichtigten Laufzeitverlängerung

Die Verlängerung der Laufzeit der in Betrieb befindlichen AKW² mit 1300 MWe Reaktoren in Frankreich steht aktuell auf der Tagesordnung.

Die 20 1300-MWe-Atomkraftwerke (P4 und P'4)³ 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 „französischierte“ 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/.

Hinsichtlich der Lage der Gebäude handelt es sich bei der P4 und P'4 - Serie um Einzelanlagen, während es sich bei der CP(X)-Serie um Doppelanlagen handelte.

Jeder Sicherheitsbehälter der P4 und P'4 - Serie verfügt über eine doppelte Betonwand (eine Innenwand aus Spannbeton und eine Außenwand aus Stahlbeton) anstelle der einzelnen stahlverkleideten Spannbetonwand bei den 900 MWe Reaktoren. Bei der P4 und P'4 - Serie kommen neue mikroprozessorbasierte Steuerungs- und Instrumentierungstechnologien mit programmierbarem Speicher zum Einsatz. 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 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.

² AKW: Atomkraftwerk

³ P4: Paluel, Saint-Alban, Flamanville; P'4: Cattenom, Belleville, Nogent, Golfech, Penly

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.

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 die vierte regelmäßige Überprüfung seiner zwanzig Kernreaktoren mit einer Leistung von 1300 MWe ein. Um die Vorteile des standardisierten Charakters seiner Reaktoren zu nutzen, plant EDF diese regelmäßige Überprüfung in zwei Phasen durchzuführen:

- 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 die Auslegung 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 natürlichen Einwirkungen.

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

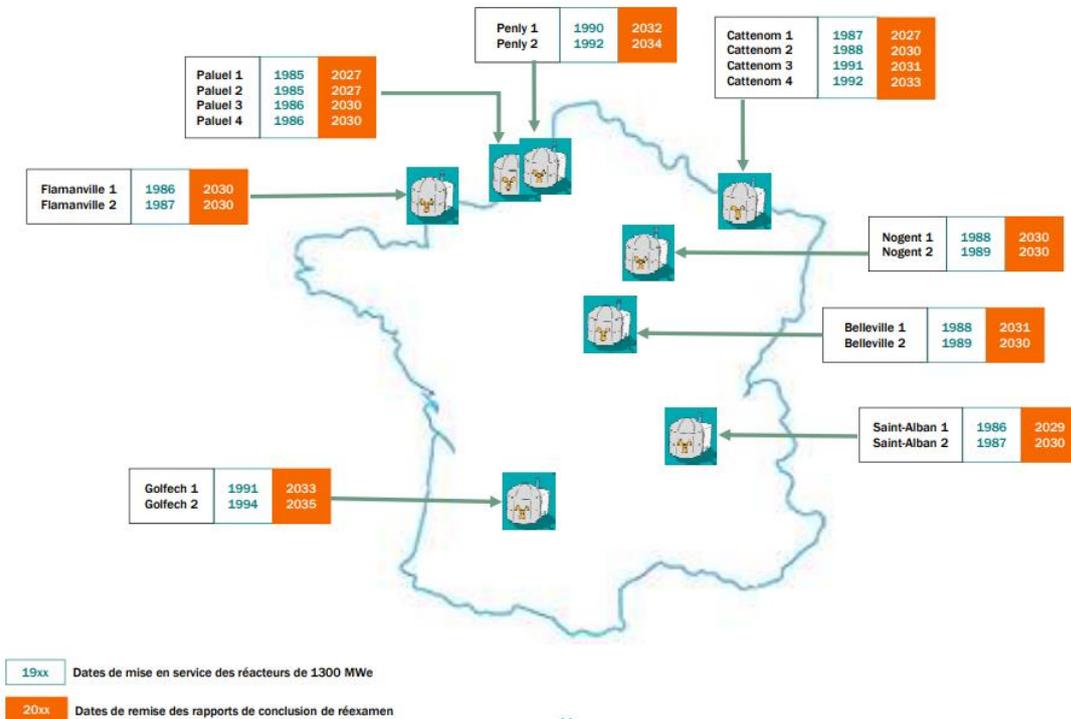


Bild 1: ZEITPLAN FÜR DIE REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNGEN der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich /ASN 2019b/

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 ASN⁴, IRSN⁵ und EdF⁶ (sh. hierzu Kapitel 3), insbesondere an den von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im September 2021⁷ 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 ASN in Frankreich festgelegten

⁴ ASN - Autorité de sûreté nucléaire

⁵ IRSN - Institute for Radiation Protection and Nuclear Safety

⁶ EdF - Électricité de France SA

⁷ Erstmals von WENRA veröffentlicht in 2014, in der Folge Überarbeitung

Anforderungen an den EPR⁸ /ASN 2000/, soweit sie den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentieren. Orientierung bilden auch die diesbezüglichen Empfehlungen der IAEA⁹ /IAEA 2006, IAEA 2016/ sowie der EU¹⁰ /EU 2014/.

Die seitens der französischen Behörde ASN 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)“¹¹ /ASN 2019a/ sowie in /ASN 2013/ veröffentlicht worden. ASN 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 Gen-II-DWR in Frankreich über 40 Jahre hinaus (LTE)¹². Es beinhaltet

- 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.

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

⁸ EPR – European Pressurized Reaktor

⁹ IAEA – International Atomic Energy Agency

¹⁰ EU – Europäische Union

¹¹ <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/orientations-de-la-phase-generique-des-quatriemes-reexamens-periodiques-des-reacteurs-de-1300-mwe>

¹² LTE – Life Time Extension

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

Die Anordnung von ASN vom 21. Januar 2014 an das AKW Belleville-sur-Loire (Cher)¹³ enthält hierzu bereits 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. Anfang 2024 soll eine erste öffentliche Konsultation zur Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich stattfinden.

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

In Vorbereitung der öffentlichen Konsultation zur Laufzeitverlängerung der 1300 MWe Reaktoren soll eine Analyse zu den sicherheitsrelevanten Defiziten bei den 1300 MWe Reaktoren und die infolgedessen mit einer Laufzeitverlängerung verbundenen Risiken erstellt werden.

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

Derzeit sind in Frankreich 56 AKW in Betrieb. Ein Reaktor vom Typ EPR ist seit dem 3. Dezember 2007 am Standort Flamanville im Bau¹⁴. Eine Gesamtübersicht über die in Frankreich insgesamt in Betrieb und in Errichtung befindlichen AKW enthält Bild 2.

¹³ 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

¹⁴ A third reactor at the site, an EPR unit, began construction in 2007 with its commercial introduction scheduled for 2012. As of 2020 the project is more than five times over budget



Bild 2: AKW in Frankreich (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. Infol-

and years behind schedule. Various safety problems have been raised, including weakness in the steel used in the reactor. In July 2019, further delays were announced, pushing back the commercial introduction date to the end of 2022. In January 2022, more delays were announced, with fuel loading continuing until mid-2023, and again in December 2022 delaying fuel loading to early 2024. In a 16 December update, EDF said fuel loading - previously scheduled for the second quarter of 2023 - is now scheduled for the first quarter of 2024 (<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Further-delay-to-Flamanville-EPR-start-up>).

gedessen 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 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.

Anlageninformationen zur Verfahrenstechnik, zur Stromversorgung, der Brennelement-Lagerbeckenkühlung sowie zum anlageninternen Notfallschutz der 1300 MWe Reaktoren sind in Anhang 1 zusammengefasst dargestellt.

Containment

Die Sicherheitsbehälter (Containment) für die 1300 MWe Blöcke (Serien P4, P'4) sind doppelwandig ausgeführt (Bild 3): Die Innenwand aus Spannbeton soll den Druck eines Leckstörfalles 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).

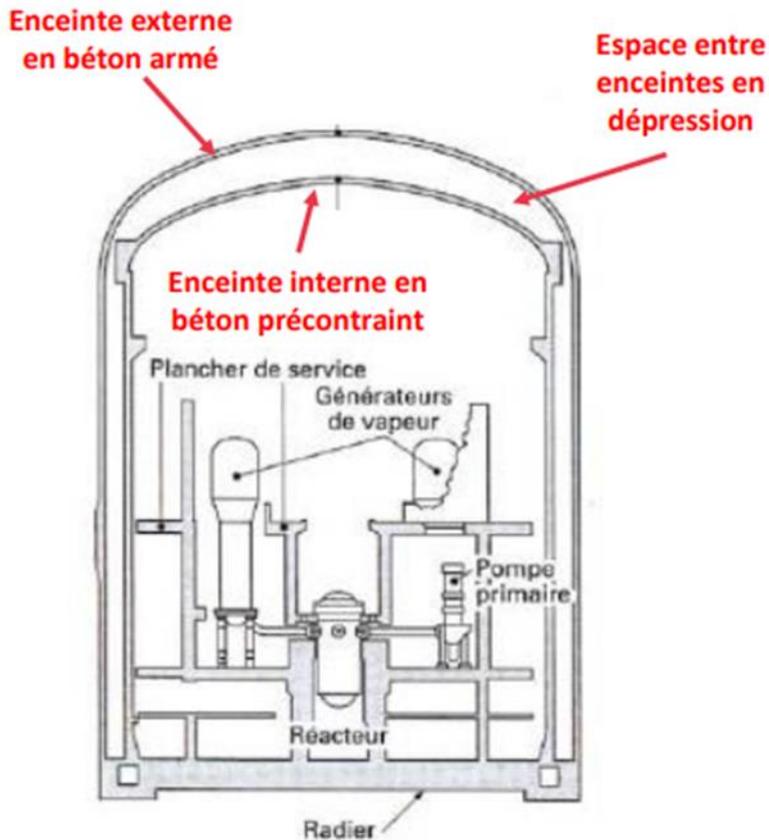


Bild 3: Prinzip Containment 1300 MWe AKW (Quelle: /IRSN 2023c/)

Der Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälter beträgt $5 \text{ bar}_{\text{abs}}$. 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.¹⁵ 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 vorzeitigen Verschlechterung von Stahlbetonkonstruktionen führen können, gehören diejenigen, die sich auf den Beton oder auf die Stahlbewehrungsmaterialien (Bewehrung oder Vorspannung) auswirken.

¹⁵ 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

Eine der häufigsten Schadensformen an Stahlbetonbauteilen ist die mit oft gravierenden Folgen für die Standsicherheit und Gebrauchsfähigkeit der Bauteile einhergehende Betonkorrosion¹⁶. Schäden an Betonbauwerken treten u.a. auch aufgrund von Fehlern in der Verarbeitung des Betons auf¹⁷.

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 4).

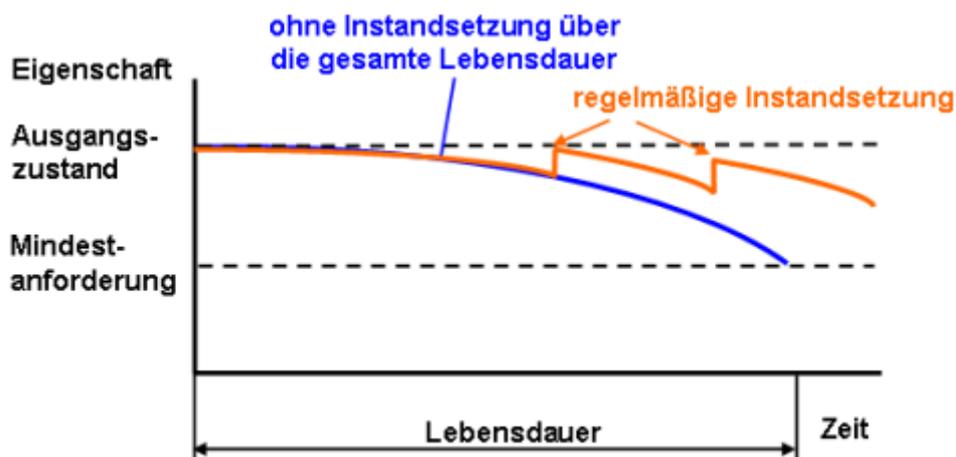


Bild 4: Einfluss von Instandsetzungsmaßnahmen auf die Dauerhaftigkeit /Quelle: UBW 2020/

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

¹⁶ 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.

¹⁷ Siehe hierzu u.a. die Aussagen zum Bauablauf des finnischen EPR Olkiluoto, https://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Olkiluoto

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.

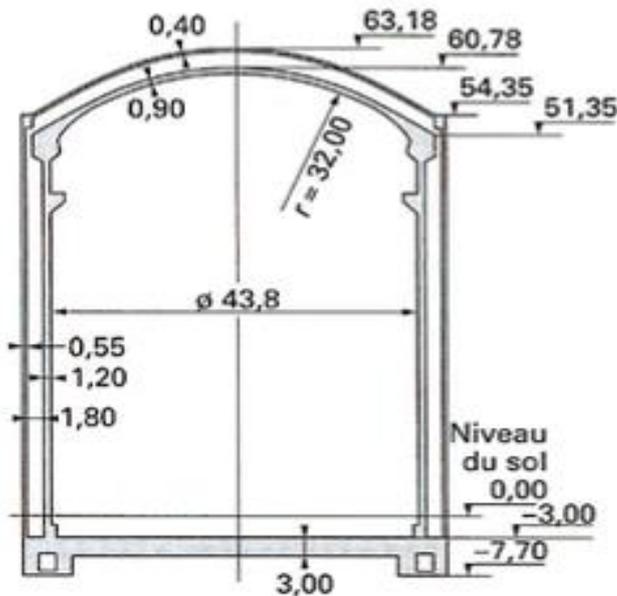


Bild 5: Hauptabmessungen Containment (Quelle /COS 1997/)

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 m^3 gegenüber dem des EPR von ca. 90.000 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 Grundplatte verhindert wird /EDF 2022/. Die Frage, inwieweit die in den 1300 MWe realisierten Grundplatten hierzu geeignet sind, bedarf weiterer Analysen /IRSN 2023d/. Die Oberflächen der Grundplatten 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.

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/.

Brennelementlagerbecken

Die Brennelement-Lagerbecken der P4 und P'4 - Anlagen befinden sich außerhalb der Reaktorgebäude in eigenen, an die Reaktorgebäude angrenzenden Lagerbeckengebäuden.

Bei Kernvollausschmelzung fallen im Lagerbecken bis zu 12,2 MW (konservativ unterstellt 13 MW) Nachzerfallsleistung an. Bei einem vollständigen Ausfall der Kühlung verbleibt ca. ein halber Tag, bevor der Füllstand im Lagerbecken vom minimal zulässigen Niveau (NTB) um einen Meter auf das radiologisch kritische Niveau (NEB) von 21,15 m fällt, bei

dem die erforderliche Abschirmung der Brennelemente von mindestens 7,20 m nicht mehr gewährleistet ist. /EDF 2011, Öko 2018/

Der Schutzgrad der Brennelement-Lagerbecken in Bezug auf externe Einwirkungen ist im Vergleich mit dem der Reaktorgebäude deutlich geringer. Detaillierte Ausführungen hierzu sind in Anhang 1 verfügbar.

3 Anforderungen an die Anlagensicherheit, die einem Betrieb der 1300 MWe Anlagen über die ursprüngliche Laufzeit von 40 Jahren hinaus aktuell zu Grunde zu legen wären

3.1 Überblick über grundlegende Anforderungen an die Anlagensicherheit

Aktuell befindet sich in Frankreich der EPR in der Phase der Errichtung, unmittelbar vor der Inbetriebnahme. 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 2000/ 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.

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“).

Der Nachweis der Sicherheit darf dabei nicht zu Lasten der erforderlichen Auslegungsreserven erfolgen.

Aus den Darlegungen folgt, dass als Maßstäbe für die Bewertung in Betrieb befindlicher AKW in Frankreich die Standards heranzuziehen sind, die dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Für die Gruppe der AKW mit 1300 MWe Reaktoren in Frankreich wären demnach die Anforderungen an die Sicherheit zu Grunde zu legen und anzuwenden, die aktuell für den EPR /ASN 2000/ gelten.

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, die einem Betrieb der 1300 MWe Anlagen in Frankreich über die ursprüngliche Laufzeit hinaus mindestens zu Grunde zu legen wären 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 Notfallenschutzmaßnahmen 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 sollen nach vorliegendem Kenntnisstand 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 Erfordernissen weiterzuentwickeln. Die stetige Hinterfragung und Verbesserung der Sicherheit gründet sich auch auf die 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 ASN 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.“)¹⁸.

¹⁸ World nuclear news, 14 November 2023, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/ASN-to-extend-deadline-for-upgrades-to-900-MWe-rea>

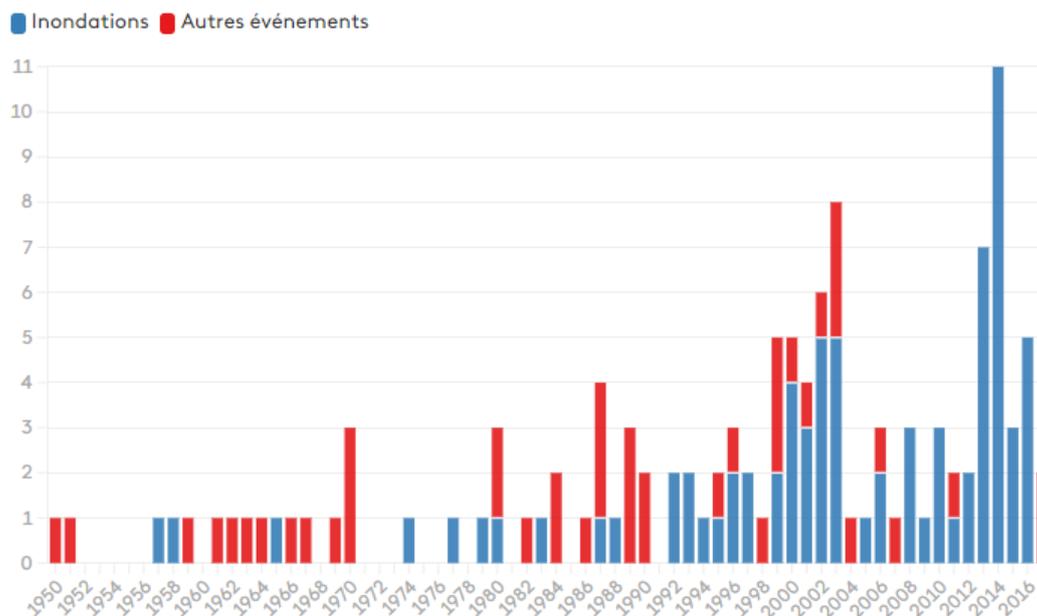
3.2 Mindestanforderungen, die zu den bekannten sicherheitsrelevanten Schwachpunkten bei den 1300 MWe Reaktoren in Frankreich zu stellen sind

3.2.1 naturbedingte externe Einwirkungen wie Sturm, Starkregen, Schneefall, Frost, Blitzschlag, Hochwasser, Erdbeben

- **Grundlegende Anmerkungen**

Einschlägige Studien prognostizieren einen Trend zu immer häufigeren und zugleich extremer auftretenden Unwetterereignissen (Bild 6).

Hierzu von /franceinfo 2020/: „Die Risiken nehmen aufgrund des Klimawandels zu, auch auf französischem Staatsgebiet, wie die Daten des Ministeriums für den ökologischen Übergang belegen. In dem Bericht vom Januar heißt es, dass sich die jährliche Häufigkeit "sehr schwerer Unfälle" - mit mehr als 10 Opfern und/oder Schäden von mehr als 30 Millionen Euro - in den letzten 20 Jahren fast vervierfacht hat: Von einem Ereignis pro Jahr zwischen 1950 und 1996 sind wir auf 3,6 im Zeitraum 1997-2017 gestiegen. Seit der Erhebung dieser Daten sind jedoch die Hurrikane Maria und Irma über die Antillen hinweggefegt, die Stadt Cannes stand erneut unter Wasser, in Frankreich gab es mehrere Hitzewellen (manchmal im selben Sommer), ein Hochwasser in der Aude richtete große Schäden an...“



Source: [Ministère de la Transition écologique](#)

franceinfo:

Bild 6: Entwicklung der Anzahl sehr schwerer Naturereignisse in Frankreich (Mit mehr als 10 Todesopfern oder Schäden von mehr als 30 Millionen Euro) /franceinfo 2020/ (Evolution du nombre d'événements naturels très graves survenus en France, Ayant fait plus de 10 morts ou plus de 30 millions d'euros de dommages)

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.

„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/

Infolge der globalen Erwärmung können zunehmende Hitze- und Trockenperioden die Verfügbarkeit von Kühlwasser der Kernkraftwerke und damit deren Leistung negativ beeinflussen. Projektionen des IPCC¹⁹ 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 unterliegen, da die Temperatur der Wasserauslässe die behördlichen Grenzwerte zunehmend überschreitet. Europäische Anlagen, insbesondere in Südfrankreich, könnten dabei die höchsten prozentualen Zunahmen an aufeinanderfolgenden

¹⁹ IPCC – The Intergovernmental Panel on Climate Change

Trockentagen verzeichnen /IAEA 2022/. Ähnlich wird die Situation von METEO FRANCE für 2023 bewertet (Bild 7):

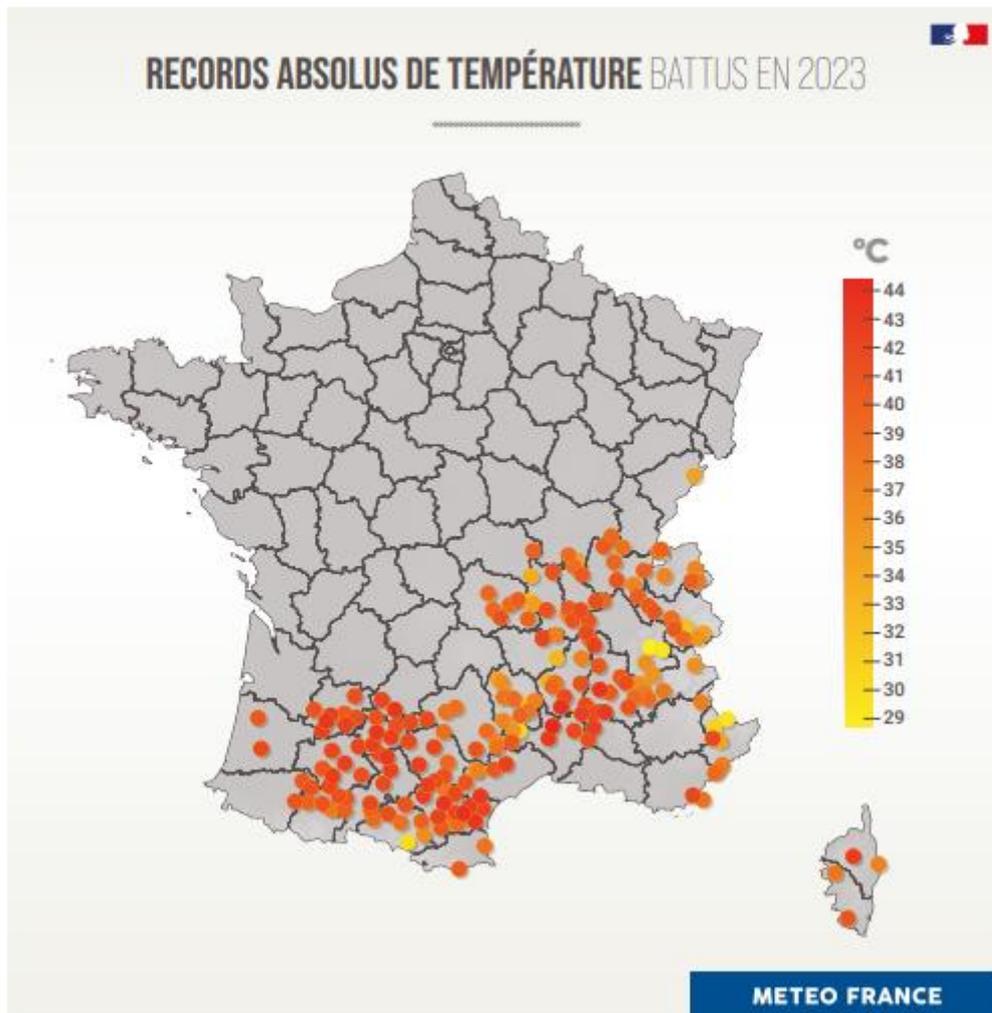


Bild 7: Temperaturrekorde in 2023 in Frankreich²⁰

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 wird es notwendig, die Leistung einiger AKW vorübergehend zu reduzieren, was insbesondere auch

²⁰ BILAN CLIMATIQUE DE L'ANNÉE 2023, presse@meteo.fr

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/.

Zum Schutz der Anlagen vor den Einwirkungen von extrem seltenen Ereignissen führt WENRA /2013/ für neue KKW aus: „... seltene und extreme äußere Gefahren, die zusätzlich zur allgemeinen Auslegungsgrundlage auftreten können, müssen in der Sicherheitsanalyse berücksichtigt werden, sofern sie nicht ausgeschlossen werden können (...).“ Weiter heißt es: „Seltene und schwerwiegende äußere Gefahren kommen zusätzlich zur allgemeinen Auslegungsgrundlage hinzu und stellen anspruchsvollere oder weniger häufige Ereignisse dar.“

Dies ist eine ähnliche Situation wie zwischen Design Basis (DB) und Design Extension Conditions (DEC). Sie müssen im Design berücksichtigt werden, aber die Analyse könnte eher realistisch als konservativ sein.

Erdbeben gehören zu den natürlichen Risiken, denen kerntechnische Anlagen standhalten müssen. Die Erdbebenschutzmaßnahmen werden bereits in der Planungsphase der Anlage getroffen und alle zehn Jahre im Rahmen der regelmäßigen Sicherheitsüberprüfungen in Frankreich überprüft, um dem Wissensstand und den Änderungen der Vorschriften Rechnung zu tragen.

In Frankreich basiert die Charakterisierung des seismischen Risikos, dem jede kerntechnische Anlage standhalten muss, auf einem deterministischen Ansatz, der in der grundlegenden Sicherheitsvorschrift RFS 2001-01²¹ beschrieben ist. Ergänzt wird diese Regel durch den ASN-Leitfaden 2/01²², der die Bemessungsvorschriften für den Erdbebenschutz von Ingenieurbauwerken festlegt.

Die Methode besteht aus:

²¹ ASN: Fundamental safety rule n°2001-01 concerning basic nuclear installations, [Basic safety rule 2001-01 of 31 may 2001 \(french-nuclear-safety.fr\)](https://www.asn.fr/content/download/53919/368017/version/1/file/Guide+ASN+0201+conception+parasismique.pdf)

²² ASN (2006): Consideration of seismic risk for the design of civil engineering buildings of nuclear plants except long duration radioactive wastes disposal (Guides de L'ASN 2/01). Verfügbar unter <https://www.asn.fr/content/download/53919/368017/version/1/file/Guide+ASN+0201+conception+parasismique.pdf>

- zum einen die Bestimmung des "maximalen historisch wahrscheinlichen Erdbebens" (MHPE), das einer Wiederkehrperiode von etwa 1.000 Jahren entspricht. Dieses Erdbeben kann als das stärkste Erdbeben "seit Menschengedenken" angesehen werden, das in der betreffenden Region festgestellt wurde.
- Anschließend wird das "sichere Shutdown-Erdbeben" (SSE) definiert, das einer Erhöhung der Magnitude des MHPE um 0,5 auf der Richterskala entspricht. Darüber hinaus ist das SSE konservativ so nah wie möglich am AKW innerhalb der entsprechenden seismotektonischen Zone positioniert.

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima forderte ASN EDF auf, die Robustheit seiner AKW auf ein noch höheres Erdbebenniveau, das "Hardened Safety Core Earthquake" (SND), zu überprüfen, bei dem die wichtigsten Sicherheitsfunktionen weiterhin gewährleistet sein müssen. Die Bewegungen des Bodens (Beschleunigungen), die dem SND entsprechen, müssen größer sein als die des um 50% erhöhten SSE und größer als die von Erdbeben mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren.

In Bezug auf den Damm, der das AKW Tricastin schützt, stellte EDF im Jahr 2017 fest, dass im Falle eines Erdbebens, das das SSE-Niveau erreicht, die Gefahr des Versagens eines Abschnitts des Damms besteht. Die Überschwemmungen, die sich aus einem solchen Ausfall ergeben, könnten möglicherweise zu einem Schmelzunfall in den vier Reaktoren des AKW Tricastin führen /ASN 2019c/.

Am 27. Dezember 1999 ereignete sich in der Nähe des AKW "Le Blayais" am Ufer der Gironde-Mündung ein schwerer Sturm. Die schweren, sturmgetriebenen Wellen, die mit hohen Wasserständen in der Gironde-Mündung zusammenfielen, übertrafen das Worst-Case-Szenario, das bei der Planung des Standorts zum Schutz vor **Überschwemmungen** berücksichtigt wurde, was zu einer schweren Überschwemmung des Standortes führte. Mehrere unterirdische Räume, in denen sicherheitsrelevante Geräte untergebracht waren, wurden überflutet. Dieses partielle Hochwasserereignis hat die in der französischen Sicherheitsgrundverordnung (BSR) I.2.e festgelegten Bemessungsgrundlagen für den Schutz französischer AKW vor externen Überschwemmungen in Frage gestellt, insbesondere in Bezug auf Hochwasserereignisse und Kombinationen von Hochwasserereignissen, die für die Planung in Betracht gezogen wurden. Sie hat auch einige Schwachstellen in den bestehenden umgesetzten Maßnahmen aufgedeckt, insbesondere bei den Schutzdeichen, dem Schutz sicherheitswichtiger Systeme und Komponenten, den Warnsystemen und der Notfallorganisation. Nach diesem Vorfall hat die EDF

zusätzlich zu den unmittelbaren Schutzmaßnahmen für das AKW Le Blayais eine umfassende Überprüfung des Schutzes aller französischen Kernkraftwerke vor externen Überschwemmungen eingeleitet.

- **Zu erfüllende spezifische Anforderungen zum Schutz gegen naturbedingte Einwirkungen**

- Gemäß WENRA Ref.-Level T4.2-T4.4 /WENRA 2021/ sind kerntechnische Anlagen gegen naturbedingte Einwirkungen (wie Erdbeben, Überflutung) mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von mindestens 10^{-4} pro Jahr auszulegen. Das ermittelte Auslegungsereignis soll mit historischen Ereignissen abgeglichen werden, um zu überprüfen, dass historische Extremereignisse von der Bemessungsgrundlage mit einer ausreichenden Marge umschlossen werden. Die Werte der Auslegungsparameter sind auf einer konservativen Basis zu entwickeln.
- Bei der Ermittlung anlagenexterner Einwirkungen mittels standortspezifischer Gefährdungsanalysen sind alle Unsicherheiten sowie die überschaubare Entwicklung des Standortes einzubeziehen. Dabei ist davon auszugehen, dass der bereits eingetretene Wandel des Klimas Einfluss auf Intensität und Häufigkeit des Wirksamwerdens zumindest eines Teils der genannten Gefahrenquellen (z.B. langandauernde hohe Temperaturen, extreme Regenfälle, extreme Stürme, ...) hat.
- Der Auslegung der Sicherheitseinrichtungen sollen zu Grunde gelegt werden:
 - a) die jeweils folgenschwersten Einwirkungen von zu unterstellenden Einwirkungen von außen;
 - b) die Besonderheiten lange andauernder Einwirkungen von außen;
 - c) Kombinationen mehrerer zu unterstellender Einwirkungen von außen (z. B. Erdbeben, Hochwasser, Sturm, Blitz) untereinander oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit anlageninternen Ereignissen (z. B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Notstromfall). Diese Kombinationen sollen dann unterstellt werden, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund der Wahrscheinlichkeit und des Schadensausmaßes in Betracht zu ziehen ist.
- Die Robustheit der Sicherheitseinrichtungen soll auch für extreme auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen gezeigt werden.

- „Cliff-edge“ Effekte²³ sind auszuschließen.

3.2.2 zivilisationsbedingte Einwirkungen

- **Grundlegende Anmerkungen**

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/

- **Zu erfüllende spezifische Anforderungen zum Schutz gegen externe Einwirkungen**

- Für den Nachweis der Sicherheit von AKW gegen unfallbedingten Flugzeugabsturz sind nach Stand von Wissenschaft und Technik in Frankreich grundsätzlich die diesbezüglichen Anforderungen in /ASN 2000/ 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.

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

²³ “cliff-edge effect, in a nuclear power plant, is an instance of severely abnormal plant behaviour caused by an abrupt transition from one plant status to another following a small deviation in a plant parameter, and thus a sudden large variation in plant conditions in response to a small variation in an input.” /IAEA 2006/

- 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.

3.2.3 Auslegung Sicherheitseinrichtungen

Maßgebliche Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb von Einrichtungen zur Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3) betreffen:

- **das Einzelfehlerkonzept**
 - Einrichtungen zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sind grundsätzlich so redundant auszuführen, dass die zur Ereignisbeherrschung erforderlichen Sicherheitsfunktionen auch dann ausreichend wirksam sind, wenn im Anforderungsfall
 - ein Einzelfehler in einer Sicherheitseinrichtung infolge eines zufälligen Ausfalls auftritt und
 - gleichzeitig eine in Kombination mit dem Einzelfehler wirkende Unverfügbarkeit in einer Sicherheitseinrichtung infolge von Instandhaltungsmaßnahmen vorliegt.
 - Die Gleichzeitigkeit von Einzelfehler und Instandhaltungsfall wäre dann nicht zu unterstellen, wenn nachgewiesen ist, dass Instandhaltungsmaßnahmen an Sicherheitseinrichtungen während des Betriebes eines AKW zu keiner signifikanten Beeinträchtigung der Zuverlässigkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion unter solchen Betriebsbedingungen führen²⁴.

²⁴ Die Erfüllung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltung im laufenden Betrieb wird lt. WENRA Anforderung E10.7 /WENRA 2021/ nur für das Reaktorschutzsystem („Reactor protection system“) gefordert. Für andere Sicherheitseinrichtungen gilt dies nur dann, wenn in den jeweiligen Betriebsvorschriften Instandhaltungsmaßnahmen während des Anlagenbetriebs als zulässig beschrieben sind. Kurzfristige Instandhaltungsmaßnahmen können jedoch zulässig sein, wenn die entsprechenden Prozeduren in den Betriebsvorschriften festgelegt sind sowie nachgewiesen ist, dass die Zuverlässigkeit der Erfüllung der betroffenen Sicherheitsfunktion während dieser Maßnahmen nicht beeinträchtigt ist.

- Der Einzelfehler ist grundsätzlich auch auf passive Komponenten²⁵ anzuwenden. Das Versagen passiver Anlagenteile im Rahmen des Einzelfehlerkonzepts ist jedoch dann nicht zu unterstellen, wenn bei Auslegung, Bau und Betrieb die erforderlichen Qualitätsanforderungen eingehalten und nachgewiesen sind.
- **den Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache:**
 - Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt so aufzustellen oder so zu schützen, dass ein redundanzübergreifender Ausfall im Falle interner (z.B. Brand, interne Überflutung) oder externer (z.B. Erdbeben, Überflutung) übergreifender Einwirkungen verhindert wird.
 - Ein Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen auf der Sicherheitsebene 3 muss ausgeschlossen sein. Redundante Sicherheitseinrichtungen, bei denen Möglichkeiten für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache identifiziert sind, sind dazu, soweit technisch sinnvoll, diversitär auszuführen.
 - Sicherheitssysteme oder redundante Einrichtungen eines Sicherheitssystems sollen unabhängig voneinander wirksam sein. Vermaschungen zwischen solchen Systemen sind nur dann zulässig, wenn damit ein sicherheitstechnischer Vorteil nachgewiesen ist.
 - Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitseinrichtungen müssen so zuverlässig ausgelegt und gegen Einwirkungen geschützt sein, dass sie die erforderliche hohe Verfügbarkeit der zu versorgenden Sicherheitseinrichtungen absichern.
- **die unabhängige Wirksamkeit der Sicherheitsebenen**
 - Im Gestaffelten Sicherheitskonzept²⁶ (Bild 9) sollen die Sicherheitsebenen unabhängig voneinander wirksam sein. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 dürfen grundsätzlich nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.

²⁵ IAEA SAFETY GLOSSARY TERMINOLOGY USED IN NUCLEAR SAFETY AND RADIATION PROTECTION: passive component A component whose functioning does not depend on an external input such as actuation, mechanical movement or supply of power.

²⁶ Erläuterungen zum Defence-in Depth-Concept (Gesstaffeltes Sicherheitskonzept) findet man bei /IAEA 2016/ und /WENRA 2013/: Das Defence-in Depth Concept Ist das grundlegende Sicherheitskonzept für Auslegung Bau und Betrieb von AKW.

- Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme. Fehler in Hilfs- und Versorgungssystemen dürfen die Erfüllung von Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigen.
- **die Unabhängigkeit von Reaktorblöcken bei Mehrblockanlagen**
 - Es müssen Vorkehrungen getroffen werden, um Wechselwirkungen zwischen Gebäuden, die sicherheitsrelevante Teile enthalten (einschließlich Strom- und Steuerleitungen), zu minimieren.
 - Sicherheitssysteme sollen grundsätzlich jeweils nur blockbezogen wirksam sein.
 - Hilfs- und Versorgungssysteme, sofern sie zur Funktion des jeweiligen Sicherheitssystems erforderlich sind, unterliegen den Anforderungen an Sicherheitssysteme an räumlicher Trennung und Unabhängigkeit.
- **Grundlegende Anforderungen an Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4**
 - Die Sicherheitsebene 4 umfasst
 - auf der Sicherheitsebene 4a die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von nicht auslegungsgemäß beherrschten Störfällen der Sicherheitsebene 3 (Anlagenzustände infolge Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen).
 - auf der Sicherheitsebene 4b die Maßnahmen und Einrichtungen zur Minderung der Folgen aus Kernschmelzunfällen. Insbesondere ist die Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters unter den Bedingungen von Kernschmelzunfällen sicherzustellen.
 - Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 sollen weitestgehend unabhängig („Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents“ /IAEA 2016/) von denen der Sicherheitsebene 3 sein. Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a sollen so ausgelegt sein, dass Cliff Edge Effekte ausgeschlossen sind.
 - Maßnahmen und Einrichtungen dürfen generell nicht dazu herangezogen werden, Defizite auf der vorgelagerten Sicherheitsebene 3 zu kompensieren. Im Falle von Defiziten auf der Sicherheitsebene 3 muss deshalb eine substanzielle

Verbesserung der Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems erreicht werden.

Levels of defence in depth	Objective	Essential means	Associated plant condition categories (for explanation - not part of original table)
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation	Normal operation
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	Anticipated operational occurrences
Level 3	Control of accident within the design basis	Engineered safety features and accident procedures	Design basis accidents (postulated single initiating events)
Level 4	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents	Complementary measures and accident management	Multiple failures Severe accidents
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive material	Off-site emergency response	

Bild 9: Das Defence-in-Depth-Concept bei Anwendung zur Nachrüstung auf bestehende Reaktoren /WENRA 2013/

4 Beispiele zu sicherheitsrelevanten Ereignissen und Erkenntnissen aus dem Betrieb der AKW in Frankreich

Die Grundlage für einen sicheren Betrieb von AKW ist das sicherheitsgerichtete Zusammenwirken personeller, technischer und organisatorischer Faktoren (Mensch-Technik-Organisation). Die Vernetzung dieser Faktoren mit dem Ziel eines sicherheitsgerichteten Handelns ist Grundlage für eine erforderliche hohe Sicherheitskultur. Es ist Aufgabe des Genehmigungsinhabers, diese Sicherheitskultur aufrechtzuerhalten und im Sinne eines selbstlernenden Systems kontinuierlich zu verbessern.

Wie die Erfahrungen aus sicherheitsrelevanten Ereignissen aus dem Betrieb von AKW in Frankreich jedoch zeigen, sind diesbezüglich Defizite festzustellen.

Ursachen von sicherheitsrelevanten Ereignissen in französischen AKW sind im Wesentlichen begründet durch

- Fehler in Auslegung von Kraftwerkskomponenten sowie fehlerhafte Ausführung auf der Baustelle,
 - fehlerhafte Instandhaltung,
 - menschliches Fehlverhalten.
- **Sicherheitsrelevante Schäden im Sicherheits-Einspeisesystem französischer Kernkraftwerke**

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

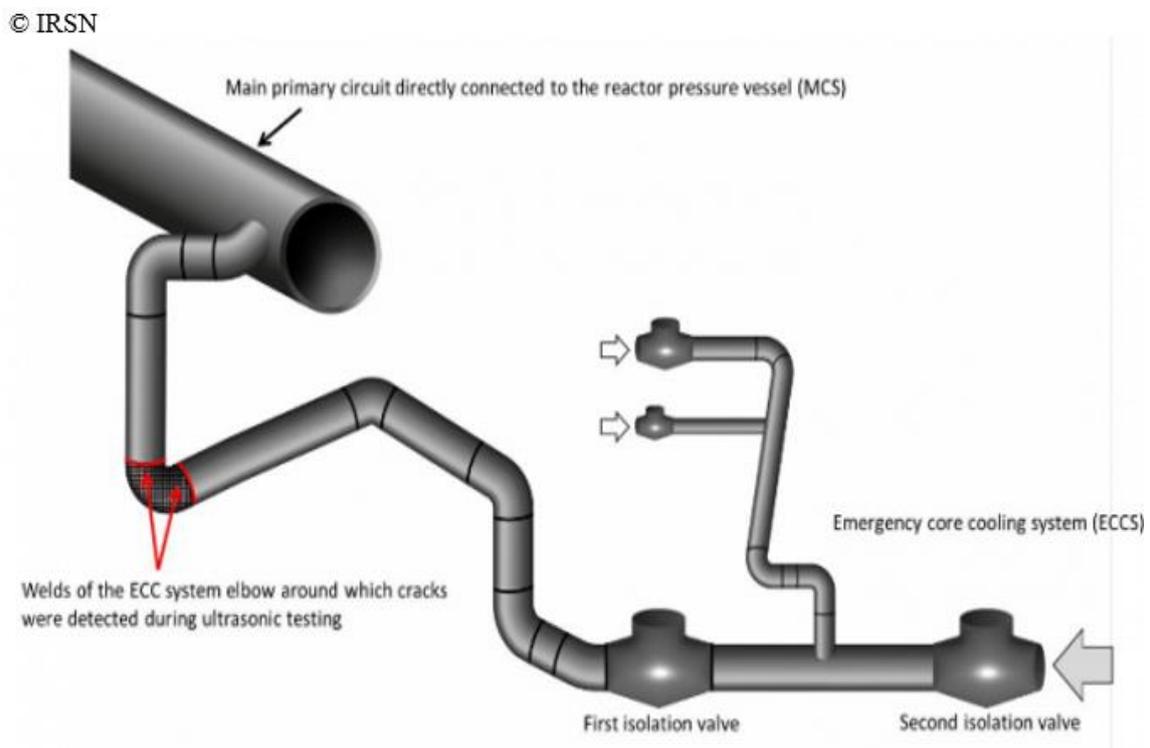


Bild 10: Lage der befundbehafteten Rohrleitungsabschnitte

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 Spannungsrisskorrosion. 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 Spannungsrisskorrosionen 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 berücksichtige 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 16.03.2023²⁷ 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 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 worden²⁸. 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.

²⁷ 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

²⁸ <https://www.powerinfotoday.com/europe/civaux-1-2-france/>

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 Leitungsumfangs 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.

Vibrationen sind auch beim EPR festgestellt worden, und zwar in der Surge Linie²⁹.

- **ASN weist in einem Beitrag /ASN 2017b/ auf eine Reihe von Vorkommnissen mit Bedeutung für die Sicherheitskultur und die Sicherheit der AKW in den letzten Jahren in Frankreich hin:**
 - Conformity issues
Several technical anomalies detected by EDF on various equipments
 - Diesel generators auxiliary systems
 - Fire fighting pipes
 - Most of these anomalies are related to a lack of resistance to earthquake and exist since the construction of the plants
 - Carbon content anomalies in large forged components
Review of all forged heavy components
 - Several SG bottom channel heads affected

²⁹ Surge Line: The pressurizer connects to the RCS through a surge line to the hot leg of RCS loop 3. The surge line allows continuous coolant volume and pressure adjustments between the pressurizer and the RCS. /ANP 2005/

- High probability of carbon segregation
- Charpy V-notch tests results (approximately 30J at 0°C): no compliance with French regulation on a qualification component
- EPR reactor pressure vessel
 - Potential risk: fast fracture, Acceptable but periodic NDT³⁰ required; not feasible on the head => Requirement to replace the head before 2024
- **manufacturing irregularities and suspicions of falsifications /ASN 2017c/ Several cases of nonconformance in the products manufactured at Le Creusot**
 - New SG³¹ in Gravelines – ASN request to check files → Irregularity discovered in a unmarked file.
 - The current supervision system does not take into account the possibility of falsifications.
 - Analysis of the irregularities detected in the manufacturing files at the Creusot Forge plant for components installed in reactors in service³²: “Following the detection of irregularities in certain manufacturing files at the Areva NP Creusot Forge plant in 2016, ASN resolution 2017-DC-0604 of 15 September 2017 ordered EDF to send ASN the review report of the manufacturing files for the components forged by the Creusot Forge plant for each reactor in operation and no later than two months prior to restart following its next refuelling outage. EDF submitted the review report as required by the resolution of 15 September 2017. Certain additional clarifications will be sent to ASN during the course of 2019. The ASN examination of the deviations brought to light by this review, which began in 2017 and continued in 2018, gave rise to additional justification requests but did not reveal any deviation requiring the repair or immediate replacement of an equipment item. Requests were made for subsequent on-site inspections and representative tests to confirm the justifications provided by EDF

³⁰ NDT – Nondestructive Testing

³¹ SG – Steam Generator

³² ASN REPORT on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2018

and the corresponding elements will be examined in 2019. Furthermore, data concerning the castings produced by the foundry on the Le Creusot industrial site, which were requested from EDF by the above-mentioned resolution, will be analysed in 2019. In 2018, ASN finalised the examination of the file concerning the irregularity detected on the lower shell of a steam generator on Fessenheim NPP reactor 2. Following the discovery of this anomaly, ASN suspended the steam generator test certificate on 18 July 2016, the effect of which was to keep this reactor shut down. In July 2017, Areva NP transmitted a file demonstrating the mechanical strength of the component concerned.”

- ASN weist in einem Beitrag auf eine Reihe von Vorkommnissen mit Bedeutung für die Sicherheitskultur und die Sicherheit der AKW in den letzten Jahren in Frankreich hin.³³

Auch wurde in den verschiedenen Ergebnisberichten über die OSART-Missionen (z.B. in Flamanville 1,2³⁴ oder in Dampierre³⁵) auf festgestellte Mängel im Bereich der Betriebsführung hingewiesen.

Der Sicherheitszustand eines AKW wird wesentlich durch die Wechselwirkungen zwischen Mensch Technik und Organisation (MTO Konzept) bestimmt. Die bei den 1300 MWe Anlagen in Frankreich bestehenden Defizite im Abgleich mit heute geltenden Anforderungen werden durch Mängel im Sicherheitsmanagement, wie auch bei OSART Missions festgestellt und bei den in aufgelisteten Vorkommnissen zu Tage getreten, verstärkt. Dabei haben die im Zusammenhang mit Unregelmäßigkeiten und Fälschungen (irregularities and falsifications) festgestellten Ereignisse eine hohe negative Bedeutung für die Bewertung des Sicherheitszustandes der AKW in Frankreich. Der Zustand, dass eine Reihe von Vorkommnissen ihre Ursache bereits in der Auslegung und Errichtung haben, weist überdies auf Mängel in der erforderlichen kontinuierlichen

³³ ASN, Olivier GUPTA, Nuclear Safety in France, Upcoming challenges, EUROSAFE 2017

³⁴ REPORT OF THE OPERATIONAL SAFETY REVIEW TEAM (OSART) MISSION TO THE FLAMANVILLE 1&2 NUCLEAR POWER PLANT FRANCE 6 – 23 OCTOBER 2014 AND FOLLOW UP MISSION 28 NOV– 2 DEC 2016

³⁵ ³⁵ REPORT OF THE OPERATIONAL SAFETY REVIEW TEAM (OSART) MISSION TO THE DAMPIERRE NUCLEAR POWER PLANT FRANCE 31 August to 17 September 2015 AND FOLLOW-UP VISIT 20 to 24 February 2017

Sicherheitsüberprüfung hin.

Wie bereits festgestellt, bestehen infolge einer defizitären sicherheitstechnischen Auslegung der 1300 MW Blöcke im Abgleich mit aktuellen Anforderungen deutliche Zweifel an deren Störfallsicherheit, die durch die negative Betriebserfahrung weiter verstärkt werden.

- **Weitere Betriebserfahrungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung:**

- 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.”

- In a resolution of 25 February 2019, ASN served EDF with formal notice to produce and save proof of qualification of the Flamanville EPR reactor equipment.

36

³⁶ ASN Regulatory Updates April 2019

“In accordance with the facility's creation authorisation decree, EDF must qualify equipment important for nuclear safety on the Flamanville EPR reactor. The purpose of qualification is to demonstrate that the equipment installed in the facility is able to function in all the conditions in which it is used (temperature, humidity, radioactivity, etc.), more specifically in the event of an accident. This qualification is primarily based on studies and tests. It must be documented and traceable as required by the order of 7 February 2012 setting the general rules for basic nuclear installations (known as the "BNI order") and must be demonstrated prior to commissioning of the facility.

Following an inspection on 24 October 2017, ASN informed EDF that the qualification of the equipment depended in particular on the processing and lifting of the qualification reservations identified by EDF and its suppliers. The ASN inspectors had more particularly observed that the traceability of the processing and lifting of these reservations was insufficient. During the course of a new inspection carried out by ASN on 5 December 2018, ASN observed the same shortcomings.

Since then, EDF has undertaken to comply with the provisions of the "BNI order" and the actions it proposes taking are considered by ASN to be satisfactory. ASN nonetheless decided to serve formal notice in order to ensure close oversight of these actions, so that equipment qualification is demonstrated within sufficiently good time prior to commissioning of the Flamanville EPR reactor.

ASN will periodically check the progress of the action plan implemented by EDF.”

- Deviations on the Flamanville EPR steam lines: the eight penetration welds will have to be repaired.³⁷

In a letter of 19 June 2019, ASN informed EDF that, in the light of the numerous deviations in the production of the Flamanville EPR penetration welds, they would have to be repaired.

In 2018, EDF had proposed an approach aiming to justify maintaining these welds as they were. ASN then considered that the outcome of such an approach was uncertain and had asked EDF to begin preparatory operations prior to repair of the welds located between the two walls of the reactor containment.

EDF's approach was reviewed by ASN, with technical support from IRSN, including consultation of the Advisory Committee for Nuclear Pressure Equipment (GP ESPN).

³⁷ ASN Regulatory Updates July 2019

In its opinion of 11 April 2019, the GP ESPN notably considered that the nature and particularly high number of deviations in the design and production of these welds were major obstacles to the application of a break preclusion approach. In a letter dated 7 June 2019, EDF asked ASN for its opinion on the possibility of repairing these welds in about 2024, after commissioning of the reactor. In its letter of 19 June, ASN notes that the repair of the penetration welds prior to commissioning of the reactor is technically feasible. Postponement of the repair operations until after reactor commissioning would pose a number of problems, notably with regard to demonstrating the safety of the reactor during the interim period. ASN therefore considers that repair of the welds concerned before commissioning of the reactor is the baseline solution.

France's nuclear technical safety institute IRSN has confirmed that the welding problems EDF warned about on (Tuesday) are likely to affect mainly reactors which have had steam generators replaced since 2008, notably its older 900MW reactors.³⁸

- A significant event affecting the emergency diesel generator on the Civaux, Gravelines and Paluel NPPs³⁹

“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

³⁸ ICS (London), Rebecca Gualandi. 2019/09/11

³⁹ ASN Information notice, Published on 14/05/2019

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 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.”

– Donzère-Mondragon canal embankment, Tricastin⁴⁰

“In a resolution dated 25th June 2019, ASN requires that EDF carry out additional reinforcements on a portion of the Donzère-Mondragon canal embankment protecting the Tricastin nuclear power plant (NPP) and ensure that this portion of the embankment is monitored.

On 27th September 2017, ASN ordered temporary shutdown of the four reactors of the NPP owing to the risk of failure of a 400-metre long portion of the canal embankment, in the event of an earthquake, that could lead to a nuclear fuel melt accident in the reactors, while at the same time making it particularly difficult to deploy the on-site and off-site emergency management resources.

After the reinforcement of the portion concerned by EDF, to ensure that it could withstand the safe shutdown earthquake (SSE), ASN approved restart of the reactors in December 2017.

EDF plans to carry out additional work on this embankment so that it can withstand the extreme earthquake defined after the Fukushima accident. The resolution adopted by ASN on 25th June 2019 requires that this reinforcement work be completed no later than the end of 2022. In the meantime, it also regulates some of the actions to be carried out by EDF, more particularly:

- tightened monitoring of the embankment;
- the steps to be taken in the event of a rise in the piezometric level;

⁴⁰ ASN Regulatory update July 2019

- retaining the human and material resources (backfill, construction machinery, etc.) so that the necessary work could be carried out to repair any damage resulting from an earthquake.”
- Unzureichende Auslegung von Laufstegen gegen Erdbebenlasten

Nach Untersuchungen von EDF am 23. November 2018 würden im Falle eines Erdbebens die an die Reaktorgebäude angrenzenden Laufstege auf Komponenten stürzen, die für den Betrieb der Dampferzeuger erforderlich sind (Rohrleitungen, Stromkabel usw.). Damit wäre die Reaktorkühlung gefährdet.

Seitens ASN wurde dieses Ereignis als INES-1 eingestuft, und es wurden Festlegungen zur Behebung der Schwachstelle getroffen /ASN 2018/.

- Defizite in der Erdbebensicherheit von Notstrom-Dieselmotoren in Reaktoren der 1300MWe 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 SMS⁴¹ (oder sogar SMHV⁴²), verbunden mit einem potenziellen Verlust der externen Stromversorgung langfristig zu einer Kernschmelze im Reaktor führen könnte. Ebenso betroffen wäre das Lagerbeckens für abgebrannte Brennelemente./IRSN 2017/

- Notwendiger Austausch der Dampferzeuger

Es ist vorgesehen, dass in allen 1300 MWe AKW neue Dampferzeuger eingesetzt werden /EDF 2005/. Der derzeitige Stand des Austausches ist nicht bekannt.

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

⁴¹ SMS -"Safe Shutdown Earthquakes" (Séismes Majorés de Sécurité - SMS)

⁴² SMHV - "Maximum Historically Probable Earthquake" (Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables - SMHV)

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. Gebrochene Dampferzeuger-Heizrohre unter Unfallbedingungen stellen ein Risiko für sogenannte Umgehungssequenzen des Containments dar. Solche Zustände sind praktisch auszuschließen.

– Eignung von Kabel unter Unfallbedingungen

Wie vorher bereits dargelegt sind die 1300 MWe Reaktoren ursprünglich nicht für die Belastungen aus Kernschmelzunfällen ausgelegt.

Inwiefern nichtaustauschbare Kabel (Leistungskabel, Kabel der Leittechnik) von Lasten aus Unfällen betroffen sein können ist ohne Einsicht in Stromlaufpläne nicht beurteilbar. Es gilt jedoch, dass für den Fall, dass Kabel solchen Bedingungen ausgesetzt sein könnten, wären diese vor einer Aufnahme des LTE für Unfallbedingungen zu qualifizieren.

5 Bewertung des Standes der Sicherheit der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich im Lichte der beabsichtigten Nachrüstung in Vorbereitung auf die LTE

Die Zustimmung für ein AKW zur LTE in Frankreich hängt behördlicherseits in erster Linie von den Ergebnissen einer Überprüfung der Anlagensicherheit in Bezug auf dessen aktuelle Alterungssituation, der Alterungsprognose für die beabsichtigte LTE sowie von den sicherheitsgerichteten Bedingungen, die für die LTE zu erreichen und zu erfüllen sind, ab. Insbesondere sind dabei die Strukturen, Systeme und Komponenten, die zur Erfüllung der Sicherheitsfunktionen auf allen Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts erforderlich sind, einer vertieften Bewertung zu unterziehen.

5.1 Kritische Bewertung des durch die vorgesehenen Nachrüstungen bei den französischen 1300 MWe Reaktoren erreichbaren Sicherheitszustandes

Die Forderung nach Erhöhung der Sicherheit bei den AKW, bei denen eine kontinuierliche Laufzeitverlängerung im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen bis hin zur projektierten Lebensdauer erfolgt, gründet sich auf eine stufenweise Sicherheitsverbesserung, auch mit dem Ziel einer Angleichung an den Stand der Sicherheit von Neuanlagen. In Übereinstimmung mit den französischen Darlegungen ist deshalb zu erwarten, dass bei den AKW nach dem 4. Sicherheitsüberprüfungszyklus der periodischen Sicherheitsüberprüfung, also nach Erreichen der projektierten Lebensdauer von 40 Jahren Betriebszeit, für den Fall einer LTE ein Sicherheitsniveau ausgewiesen wird, das dem Sicherheitszustand einer Neuanlage (EPR) weitestgehend entspricht.

Die insgesamt für die bei den 1300 MWe vorgesehenen Nachrüstmaßnahmen haben das Potential, einen Beitrag zur Verbesserung der Zuverlässigkeit 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, auf einzelne Verbesserungen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen interne und externe Einwirkungen (hier insbesondere durch die Installation des „Hardened Safety Cores“ („noyau dur“, Einzelheiten zum „Hardened Safety Core sh. Anhang 2)) sowie auf eine Milderung von Auswirkungen möglicher Kernschmelz Szenarien 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 Dampferzeugerbespeisung sowie der Sandfilter des Containments;
 - Verstärkung des Schutzes gegen interne und externe Einwirkungen, insbesondere 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 automatischen Abschaltens der Hauptkühlmittelpumpen im Laufe bestimmter Störfälle;
 - Veränderung der Betriebsbedingungen der Dampferzeuger;
 - grundlegende Nachrüstungen gegenüber der ursprünglicher Auslegung /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 Durchführungen des Containments

- Sicherstellung der Zuverlässigkeit beim Öffnen der Ventile des Druckhalters bei einem schweren Unfall;
- Maßnahmen zur Verhinderung einer Entleerung des BE⁴³-Lagerbeckens und der Freilegung der Brennelemente;
- Auswechseln von Ventilen gegen solche Ventile, die Unfallbedingungen widerstehen;
- Verbesserungen des seismischen Schutzes und des Schutzes gegen Überflutungen und Feuer;
- Verbesserung des Widerstands von Bauten und Einrichtungen gegen klimatische Einwirkungen wie starke Winde oder Eisschollen.

5.2 Grundlegende Defizite bei den 1300 MWe Reaktoren gegenüber geltenden Anforderungen bei der Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3)

– Redundanzgrad und Einzelfehler

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)⁴⁴
- primärseitigen Kühlmittelergänzung bei Kühlmittelverluststörfällen (RIS)
- Containment-Kühlung bei Kühlmittelverluststörfällen (EAS, RRI, SEC)
- Kühlung des Lagerbeckens (PTR).

Ein höherer Redundanzgrad bezüglich der aktiven Sicherheitseinrichtungen 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 auf einen Redundanzgrad (n+2), so auch bei den Einrichtungen zur Stromversorgung, ist nicht vorgesehen.

⁴³ BE - Brennelement

⁴⁴ Zur Bedeutung der Kraftwerks-Kennzeichen sh. Anhang 1

Mit Blick auf die Einrichtungen zur Notstromversorgung ist festzustellen, dass der Redundanzgrad der 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“ sollen sog. DUS-Dieseleratoren zum Einsatz kommen. Diese Dieseleratoren sollen u.a. die erforderliche Leistung zum Betrieb einer Notspeisepumpe und einer Pumpe zur Einspeisung in den Reaktordruckbehälter 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) gefordert, der auch eine Ereignisbeherrschung bei gleichzeitig vorliegendem Instandhaltungsfall ermöglichen würde. 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) 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 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. Ohne eine ausreichende Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems besteht eine deutlich erhöhte Wahrscheinlichkeit dafür, dass die auf der Sicherheitsebene 3 zu unterstellenden Ereignisabläufe nicht auslegungsgemäß beherrscht werden, sondern es zu auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen kommt.

Bezüglich der erforderlichen Wirksamkeit des Sicherheitssystems sollen nach den Festlegungen von ASN die in /ASN 2000/ für den EPR als PCC2⁴⁵ bis PCC4 klassifizierten Ereignisse insgesamt unter den Gegebenheiten der 1300 MWe Reaktoren berücksichtigt und analysiert werden.

– **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 2000/ 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:

⁴⁵ PCC - Plant Conditions Category /ASN 2000/

- 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.

Speziell interne Überflutungen sind demnach vor allem in Räumen eines AKWs möglich, durch die Rohrleitungen mit großen Wasserdurchsätzen führen. Im Fall einer Undichtheit, 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 Überprüfungsprogramm⁴⁶ für alle potenziell betroffenen Anlagen gestartet, um die Konformität der Wanddurchdringungen zu überprüfen. Zum Status der Überprüfung bzw. konkreten Befunden hinsichtlich der 1300 MWe Anlagen liegen jedoch keine weiteren Informationen vor.

Hinsichtlich einer diversitären Auslegung von Sicherheitseinrichtungen der Sicherheitsebene 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 nor-

⁴⁶ 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

malen 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.

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 LLS⁴⁷ 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). 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 können nicht zur Kompensation von hier

⁴⁷ LLS: Turbogenerator, der durch den sekundärseitig anfallenden Frischdampf angetrieben werden kann

benannten bestehenden Defiziten auf der 3. Sicherheitsebene herangezogen werden. 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.

– **Unabhängigkeit und Entmaschung**

Im Abschnitt A.2.2 von /ASN 2000/ sind für neue Reaktoren Maßnahmen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen gefordert. Die Forderung wird hier auch konkret für die Hilfs- und Versorgungssysteme erhoben. Die Anforderungen an den Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache betreffen beim französischen EPR /ASN 2000/ 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 11), 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).

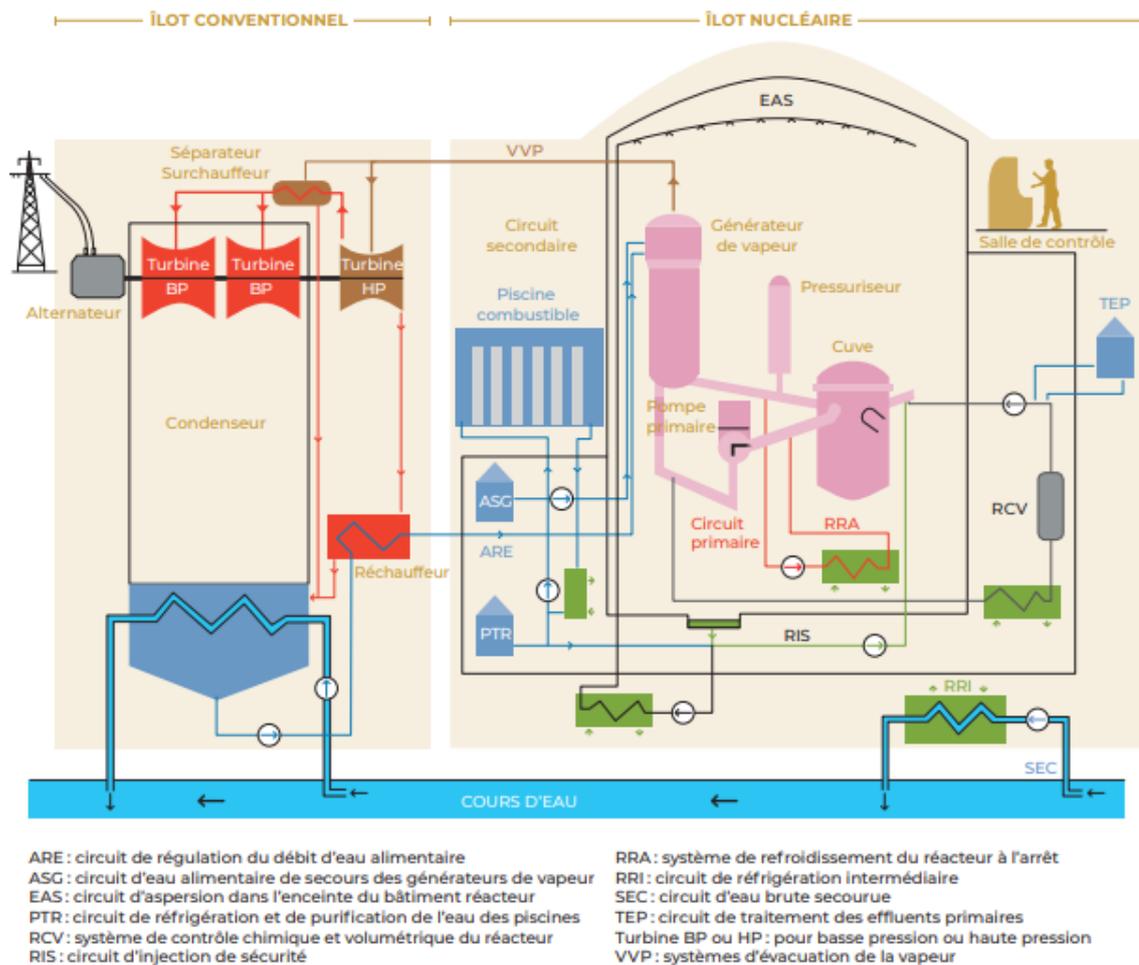


Bild 11: Darstellung wichtiger Komponenten eines französischen AKW⁴⁸

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 ein 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“. Wie bereits oben angeführt ist das HSC jedoch als System der 4. Sicherheitsebene eingestuft

⁴⁸ Rapport de l'ASN sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France en 2020

5.3 Defizite beim Schutz gegen externe 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.

5.3.1 Naturbedingte Einwirkungen von Aussen (EVA) – Erdbeben

Die unzureichende Auslegung der französischen AKW gegen naturbedingte Einwirkungen (Erdbeben) wird nachdrücklich in /Leers 2020/ dargelegt⁴⁹: „Le nombre d’incidents graves sur les réacteurs a nettement augmenté depuis 2017. Une majorité d’incidents graves liée au risque de séisme.“

⁴⁹ „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/

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 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 Core“ 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 2014b/: “All the Hardened Safety Core SSCs have a specific Safe Shutdown Earthquake called SSE. 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 Anforderungen an den EPR lassen in Bezug auf die Auslegung des AKW gegen Erdbeben zwei Alternativen zu /ASN 2000/:

- Standortspezifische Spektren und Beschleunigungswerte, vgl. Bild 12 oder
- Standardisierte Auslegung gegen Erdbeben der Intensität VIII auf der MSK-Skala

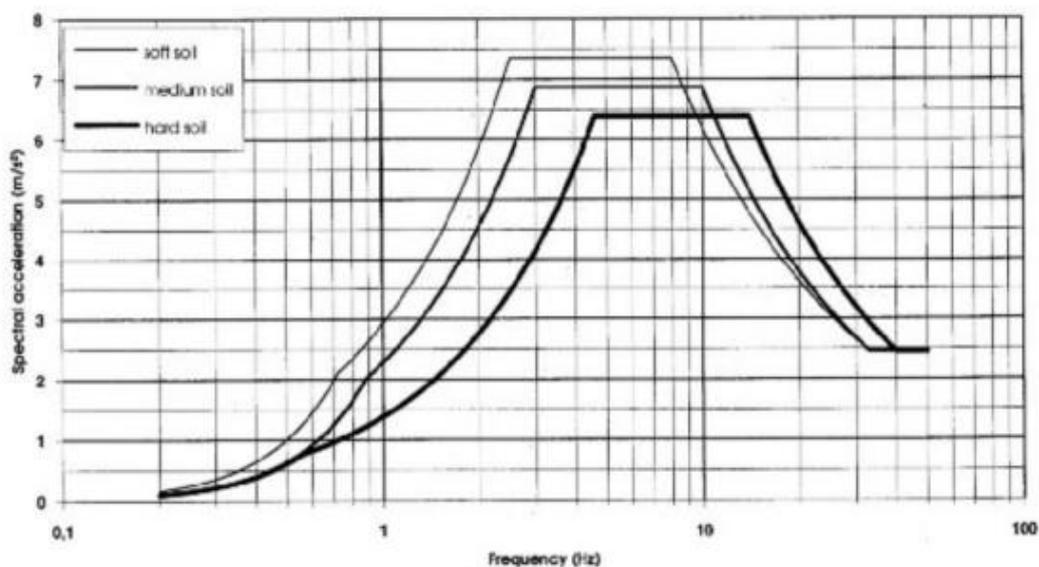


Bild 12: Erdbebenspektrum EPR (Quelle /ASN 2000/)

Mit Blick auf die auslegungsgemäße Beherrschung des Bemessungserdbebens SMS (Sicherheitsebene 3) wurden in den 1300 MWe Anlagen verschiedene Defizite identifiziert, für die entsprechende Untersuchungen bzw. Nachrüstungen von der Aufsichtsbehörde gefordert wurden. Dies betrifft

- Komponenten der Notstromdieselaggregate,
- Teile des Zwischenkühlkreislaufes der nuklearen Hilfsanlagen (RRI),
- Einrichtungen des Feuerlöschsystems (sowohl mit Blick auf eine mangelnde Beherrschung von erdbebenbedingten Folgebränden als auch mit Blick auf eine anlageninterne Überflutung weiterer sicherheitsrelevanter Einrichtungen) sowie Einrichtungen zur Verteilung von Wasserstoff in der Anlage.

Beim gegenwärtigen Anlagenzustand im Falle eines Bemessungserdbebens muss davon ausgegangen werden, dass es

- im Bereich des Zwischenkühlkreislaufs zu einem Rohrleitungsversagen mit einem Ausfall der Beckenkühlung und einem Ausfall eines Strangs der Reaktorkühlung kommt. Die Systemfunktion der Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor ist also nicht einzelfehlerfest gewährleistet. Die Lagerbeckenkühlung ist aufgrund dieses Defizits ebenfalls auf der Sicherheitsebene 3 als unverfügbar anzusehen.
- Zusätzlich ist aufgrund eines Versagens von Rohrleitungen des Feuerlöschsystems von einer redundanzübergreifenden Überflutung von Räumen des Nebenkühlwassersystems und damit einem vollständigen Ausfall der Systemfunktion der Nachwärmeabfuhr sowohl aus dem Reaktor wie aus dem Lagerbecken auszugehen. Weiterhin kann dieses Defizit die Beherrschung von in Folge eines Erdbebens ausgelösten internen Bränden infrage stellen.
- Für nicht entsprechend ausgelegte Teile des Rohrleitungssystems der Wasserstoffversorgung der Anlage ist bei einem Bemessungserdbeben von einem Versagen und einer daraus resultierenden Freisetzung von Wasserstoff auszugehen. Dies kann zu entsprechenden Wasserstoffverbrennungen oder gar Wasserstoffexplosionen führen, durch die sicher-

heitstechnisch erforderliche Einrichtungen beeinträchtigt werden können. Auch dadurch ist die auslegungsgemäße Beherrschung des Bemessungsereignisses gegenwärtig nicht nachgewiesen.

Hinsichtlich des Nachweises der vorhandenen Reserven für auslegungsüberschreitende Erdbebeneinwirkungen werden Reserven kreditiert, die im Rahmen der Auslegung zur Absicherung vorhandener Unsicherheiten eingeführt wurden. Um die Sicherheit bezüglich einer Beherrschung von Erdbebeneinwirkungen auch im auslegungsüberschreitenden Bereich zu erhöhen, wäre ein belastbarer Nachweis der tatsächlich in der Anlage vorhandenen Reserven von zentraler Bedeutung. Dabei wären auch Unsicherheiten bei der Festlegung des bisherigen Bemessungserdbebens angemessen zu berücksichtigen. Darauf aufbauend müsste die Robustheit insbesondere der Einrichtungen des Sicherheitssystems, die eine zentrale Rolle für die Anlagensicherheit spielen, weiter erhöht werden.

Insgesamt werden mit Blick auf erdbebenbedingte Einwirkungen damit Defizite gesehen

- hinsichtlich der auslegungsgemäßen Beherrschung des Bemessungserdbebens aufgrund von Konformitätsabweichungen im Zwischenkühlsystem, im Feuerlöschsystem sowie im System zur Verteilung von Wasserstoff⁵⁰ in der Anlage,
- hinsichtlich des geringen Redundanzgrads und der geringen Diversität insbesondere der Einrichtungen zur Sicherstellung der Notstromversorgung bei einem Bemessungserdbeben sowie
- bezüglich der geringen und nicht ausreichend belastbar nachgewiesenen Reserven zur Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Einwirkungen⁵¹.

Auf Basis der verfügbaren Informationen ist zu schließen, dass die gemäß heutigen Anforderungen erforderliche Sicherheit gegenüber externen Einwirkungen mit einer

⁵⁰ 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.

⁵¹ Auslegungsüberschreitende Einwirkungen resultieren aus Ereignissen, die deutlich stärker als die Auslegungsereignisse der Anlage sind (z.B. Absturz großer Flugzeuge, schwere Stürme, gravierende Hochwasserereignisse).

Überschreitenswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr bei Berücksichtigung aller Unsicherheiten für die Einwirkungen aus Erdbeben nicht abschließend und umfassend bewertet sind.

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 in der Größenordnung von 10^{-4} pro Jahr erwarten, was jedoch entsprechend nachzuweisen wäre.

5.3.2 Naturbedingte Einwirkungen – externe Überflutung, sonstige Einwirkungen

– Externe Überflutung

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 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).

In Reaktion auf das Überflutungsereignis in der Anlage Blayais⁵² 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 Dei-

⁵² Als ein gravierendes Überflutungsereignis aus der jüngeren Zeit ist der Unfall japanischen Fukushima zu nennen.

chen 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.

Nachprüfbare Nachweise zur Einhaltung dieser Ereignisse liegen nicht vor.

– **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 periodische 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, 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.

Auch wurden Analysen zu Einwirkungen durch Schneelasten, Hagel und Blitzeinwirkungen durchgeführt, auch hierzu sind die Ergebnisse nicht verfügbar.

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

5.3.3 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

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 Auslegung des EPR gegen Flugzeugabsturz sind in /ASN 2000/ als Last-Zeitfunktionen angegeben (Bild 13):

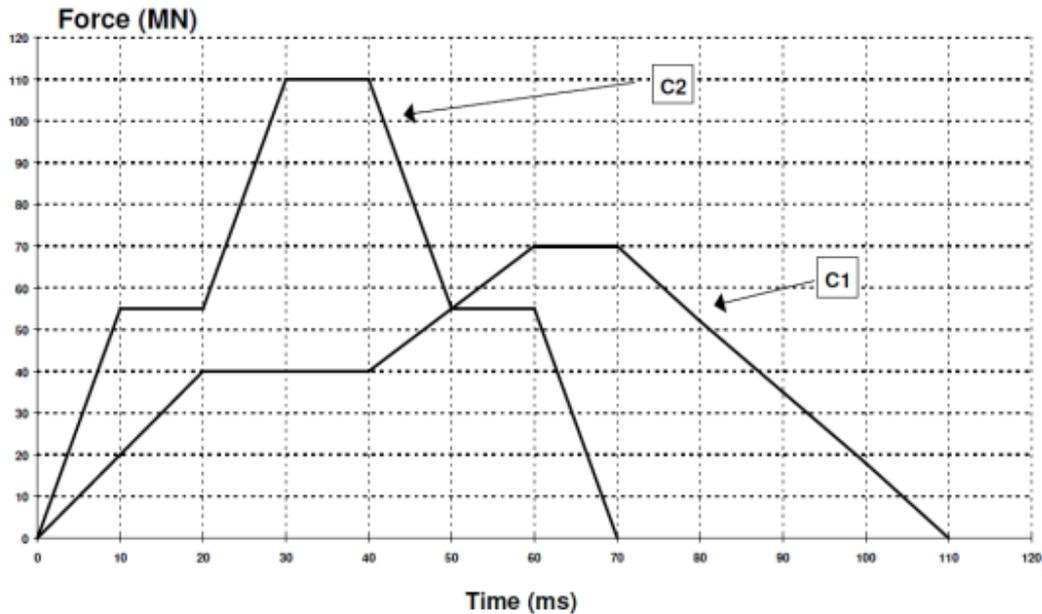


Bild 13: Last-Zeitfunktion Flugzeugabsturz EPR

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 air-planes (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 2000/ 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.

5.4 Maßnahmen zur Sicherheitsebene 4

Gemäß /IAEA 2016/ sollen im Sicherheitskonzept von AKW auch auslegungsüberschreitende Anlagenzustände berücksichtigt werden („Design extension conditions, including accidents with core melting.“). Im gestaffelten Sicherheitskonzept sind diese sog. auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4 zugeordnet

Nach WENRA /WENRA 2021/ wird die folgende Zuordnung der Anlagenzustände im auslegungsüberschreitenden Bereich („design extension conditions“) vorgenommen:

- DEC⁵³ A: Anlagenzustände, bei denen durch Maßnahmen und Einrichtungen des präventiven anlageninternen Notfallschutzes („preventive AM“) schwere Brennelementschäden im Reaktorkern oder im Brennelementlagerbecken noch verhindert werden können.
- DEC B: Anlagenzustände, die durch schwere Brennelementschäden bis einschließlich des Erreichens von Brennelement-Schmelzzuständen charakterisiert sind und bei denen zur Begrenzung radiologischer Auswirkungen mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen („mitigative AM“) erforderlich sind.

In Frankreich gelten weitere konkrete Anforderungen an die Auslegung der 4. Sicherheitsebene des gestaffelten Sicherheitskonzepts von AKW. In /ASN 2000/ sind im Kapitel E.1 die Anforderungen an die Beherrschung von Anlagenzuständen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen („Multiple failures conditions“) und im Kapitel E.2 die Maßnahmen und Einrichtungen, die für den Fall von Kernschmelzszenarien („Protection measures against core melt accidents“) zur Verfügung stehen müssen, beschrieben. Die wesentlichen Anforderungen sind in Bezug auf die Sicherheitsebene 4a in 2.3.1 und in Bezug auf die Sicherheitsebene 4b in 2.3.2 von /ASN 2000/ aufgelistet.

Aus den Erkenntnissen des Reaktorunfalls in Fukushima hat man in Frankreich die Nachrüstung der bestehenden AKW insbesondere in Bezug auf die Verstärkung der Sicherheitsebene 4 forciert. Die französische Aufsichtsbehörde hat diesbezüglich Festlegungen zur Installation eines sog. „Hardened Safety Core“ (HSC) erlassen⁵⁴ /ASN 2014a/. Aufgaben des HSC und Anforderungen an das „Hardened Safety Core“ sind u. a. in /ASN 2015a/ beschrieben und durch ASN durch die Beantwortung von Fragen an die französische Seite im Rahmen der nuklearen Sicherheitskonvention /ASN 2014b/ erläutert worden. Die Maßnahmen und Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ sind demnach der Sicherheitsebene 4a zuzuordnen, während für den Fall der Unwirksamkeit des „Hardened Safety Core“ die sog. „FARN“ wirken soll /ASN 2014b/. Die Maßnahmen und Einrichtungen der „FARN“ sollen demnach auch Funktionen des „Hardened Safety Core“ für den Fall erforderlicher Instandhaltungsmaßnahmen am

⁵³ DEC – Design Extension Conditions

⁵⁴ „On 21st January 2014, the ASN Commission adopted 19 resolutions setting out additional requirements for implementation of the post-Fukushima “hardened safety core” in EDF’s NPPs.....These resolutions will apply to all the NPPs in operation, as well as to the Flamanville 3 EPR reactor currently under construction.“

„Hardened Safety Core“ übernehmen können:

“There is no redundancy requirement for the components of the “hardened safety core”, but it shall be possible to carry out their function by alternative means (provided by the "FARN" after 24h) if maintenance is required during the operation of the hardened safety core.”

„FARN“ soll im Weiteren auch zur Milderung der Auswirkungen von Kernschmelzphänomenen beitragen. Teil des „Hardened Safety Core“ und der „FARN“ sind die sog. „SAMG“ sowie die bereits in den französischen AKW praktizierten „H“- und „U“-Prozeduren⁵⁵ /Raimond et al. 2011/. Einen Überblick über das Zusammenwirken des „Hardened Safety Core“ und der „FARN“ gibt Bild 14.

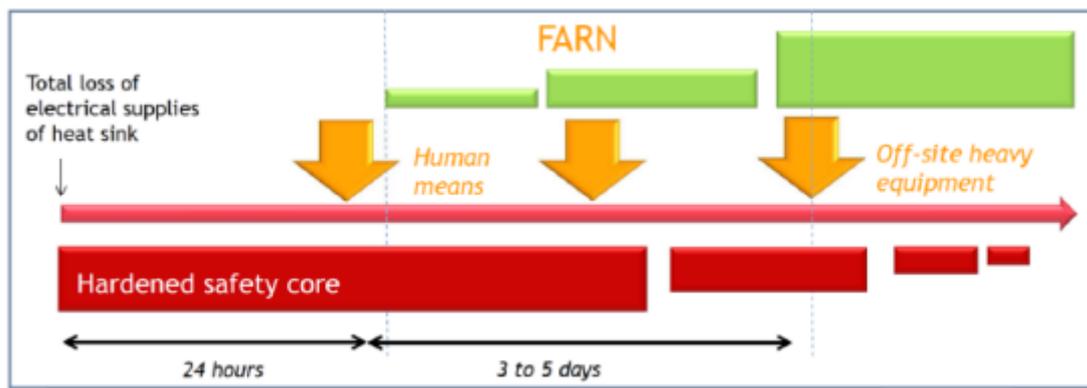


Bild 14: Zusammenwirken von des „Hardened Safety Core“ mit „FARN“ (Quelle /ASN 2015a/)

- **Sicherheitsebene 4a - Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen**

⁵⁵ Fünf sogenannte „H“ Prozeduren (H1 – H5) beschreiben das Vorgehen bei Störfällen verbunden mit einem Ausfall von Sicherheitseinrichtungen. Fünf weitere „U“ Prozeduren behandeln das Vorgehen zur Begrenzung von Unfallauswirkungen.

Notfallprozeduren sind z.B.:

H1 Situation of total loss of heat sink on a PWR, **H3** Situation of total loss of backed-up electrical power supplies on a PWR

U2 Continuous monitoring of containment integrity, **U5** Containment venting-filtration procedure and system

(REPORT BY THE FRENCH NUCLEAR SAFETY AUTHORITY December 2011)

Nach /IAEA 2016, 5.29/ sollen die die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheits-ebene 4a weitestgehend unabhängig von denen der Sicherheitsebene 3 sein.⁵⁶ Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Das Einzelfehlerkonzept ist in Bezug auf die Sicherheitsebene 4a nicht gefordert. Ebenso sollen in der Nachweisführung anstelle konservativer Annahmen realistische Annahmen genutzt werden. Cliff Edge Effekte sollen gemäß 5.73 ausgeschlossen sein.⁵⁷ Eine Auflistung zu analysierender Anlagenzustände der Sicherheits-ebene 4a ist in /ASN 2000/ beispielhaft angegeben. Die Anwendbarkeit dieser Zusammenstellung auf die 1300 MWe Anlagen wäre jedoch anlagenspezifisch zu prüfen. Die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von DEC A Anlagenzuständen sollen auch bei anlagenexternen Einwirkungen, insoweit diese zu diesen Anlagenzuständen führen können, wirksam sein, vgl. hierzu /IAEA 2016, 5.29(b) und 5.32/. Wesentliche Fortschritte im Sicherheitskonzept, wie sie im neu in Frankreich errichteten EPR realisiert werden, betreffen nach /IRSN 2015a/ das Vorhandensein eines speziell für auslegungs-überschreitende Ereignisse vorgesehenen Containment-Wärmeabfuhrsystems.⁵⁸

Auslegungsanforderungen für den HSC sind in /ASN 2014b/ aufgelistet:

“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),

⁵⁶ These features: (a) Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents ...“ /IAEA 2016/

⁵⁷ “The safety analysis shall provide assurance that uncertainties have been given adequate consideration in the design of the plant and in particular that adequate margins are available to avoid cliff edge effects and early radioactive releases or large radioactive releases.” /IAEA 2016/

⁵⁸ “In the case of the EPR, heat is removed from the containment during a severe accident by spraying borated water from the IRWST and draining the water inside the containment. This engineered safety system that is used only in the case of severe accidents is also known as the containment heat-removal system (CHRS).” /IRSN 2015a/

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

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.“

Die Aufsichtsbehörde ASN gibt hier an, dass der Abstand des neu definierten SND vom Bemessungserdbeben (Safe Shutdown Earthquake, SSE bzw. Séismes Majorés de Sécurité - SMS) mit einem Faktor von 1,5 „in der Größenordnung“ des Unterschieds zwischen dem Maximum Historically Probable Earthquake (MHPE) und dem Bemessungserdbeben liege. Demgegenüber stellt ASN in /ASN 2011, S. 25/ fest, dass der Unterschied einer Intensitätstufe (wie zwischen dem MHPE und dem SSE) typischerweise einem Faktor 2 in den abzutragenden Einwirkungen entspricht: „The MSK scale was determined such that a one-degree increase corresponds overall to a doubling in the motion parameter“.

Im Rahmen der durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen, insbesondere auch nach dem Stresstest, der nach dem Unfall im japanischen AKW Fukushima, erfolgten bereits Nachrüstungen in den 1300 MWe Reaktoren. Diese betrafen z.B.

- Bereiche der Notstromversorgung,
- Verbesserung der Dichtungen in den Hauptkühlmittelpumpen,
- Analyse des Ausfalls von Lüftungsanlagen,
- Regulierung der Umgebungstemperaturen in den Räumen des LLS,
- Verbesserung der Instrumentierung des Lagerbeckens usw.

Es verbleibt jedoch die Feststellung, dass

- mit der Einrichtung des HSC in den AKW sicherheitserhöhende Wirkungen erzielt werden können.
Anzumerken sei, dass mit dem HSC vergleichbare „Notstandssysteme“ bereits in den 1980ern und 1990ern Jahren des letzten Jahrhunderts

in europäischen AKW, z.B. Deutschland, Schweiz, Spanien, Belgien, nachgerüstet wurden. Bei den mittlerweile in Deutschland endgültig abgeschalteten KONVOI Anlagen war das „Notstandssystem“ bereits Teil der Auslegung. Jedoch verfügen selbst die französischen N4 Anlagen, die zeitlich gesehen vergleichbar sind mit den KONVOI Anlagen, bisher nicht über die mit dem „Notstandssystem“ verfügbaren oder dem HSC beabsichtigten Sicherheitseigenschaften.⁵⁹

- das HSC gegen Lasten aus externen Einwirkungen höherwertig im Vergleich zu den Einrichtungen der existierenden Anlage ausgelegt wurde. Die Einrichtungen der existierenden Anlage, in die das HSC eingebunden wird, wären gegen die für den HSC zu unterstellenden Einwirkungen auszulegen bzw. nachzuqualifizieren.
- Nachrüstungen an den existierenden Anlagen betreffen nicht das Konzept der Sicherheitsebene 3. Die wesentlichen Defizite bleiben bestehen.

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 einzelne Verbesserungen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme externe Einwirkungen durch die Installation des „Hardened Safety Cores“ („noyau dur“) sowie auf eine punktuelle Milderung von Auswirkungen möglicher Kernschmelzszenarien.

Maßnahmen zur Nachrüstung beim Einzelfehlerkonzept, der vollständigen Trennung der Sicherheitsstränge, zur Verbesserung der Sicherheitslage der Brennelementlagerbecken usw. sind nicht vorgesehen.

– **Sicherheitsebene 4b - Unfälle mit schweren Brennelementschäden**

Für den Fall der Inanspruchnahme der Sicherheitsebene 4b besteht das vorrangige Ziel, die Rückhaltefunktion des Containments zu erhalten. Demnach muss sichergestellt sein,

⁵⁹ UARGA, Le réacteur REP 1400 Mégawatts, 02/2021, <https://www.uarga.org/nucleaire/Rep1400.php>

dass ein Versagen des Reaktordruckbehälters unter Kernschmelzbedingungen nur in einem niedrigen Druckbereich erfolgen darf. Weiterhin muss sichergestellt sein, dass Verbrennungsvorgänge von Wasserstoff im Containment entweder verhindert werden oder durch diese die Integrität des Containments nicht gefährdet wird.

Wesentliche Fortschritte im Sicherheitskonzept, wie sie im neu in Frankreich errichteten EPR realisiert werden, betreffen nach /IRSN 2015a/ auch eine verbesserte Druckentlastung des primären Kühlkreislaufs, um Unfallabläufe unter hohem Druck zu verhindern: “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 valves and two other valves, that provide either feed-and-bleed or emergency blowdown of the RCS (reactor coolant system) 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.”

Weiterhin werden Designänderungen benannt, um bei Unfallabläufen unter niedrigem Druck eine erhöhte Sicherheit zu erzielen:

“Design provisions have been adopted for low-pressure core melt accidents in order to comply with the aforementioned general safety targets. The main provisions are as follows:

- a corium catcher located at the bottom of the containment is used to retain and cool corium following vessel lower head melt-through ...
- the design-basis pressure and temperature of the inner containment wall make it possible ...
- to ensure containment integrity and leak tightness in the event of a severe accident: ...
- a containment cooling system is used to remove residual heat, control the pressure inside the containment and preserve the long-term integrity and leak tightness of the containment in the event of a severe accident.
...“

Im Rahmen der durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen, insbesondere auch nach dem Stresstest nach dem Unfall im japanischen AKW Fukushima, erfolgten auch zur Sicherheitsebene 4b bereits Nachrüstungen. Diese betrafen z.B.

- Verbesserung hinsichtlich der Verfügbarkeit der Druckhalter-Abblaseventile (SEBIM) bei schweren Unfällen
- Untersuchungen zur Erhöhung der Robustheit der Einrichtungen für die gefilterte Druckentlastung (U5) gegen externe Einwirkungen
- Verbesserung der Robustheit gegen externe Einwirkungen der installierten Maßnahmen für die Mitigation von schweren Unfällen (passive, autokatalytischen Rekombinatoren (PAR) für den Abbau von Wasserstoff aus auslegungsüberschreitenden Ereignissen sowie die Filtersysteme der gefilterten Druckentlastung außerhalb der Reaktorgebäude (Sandbettfilter))
- Nachrüstung bzw. Verbesserung der Instrumentierung für den Bereich auslegungsüberschreitender Ereignisse

/ASN 2016a/ weist darauf hin, dass für den EPR als wesentliches Design-Merkmal im Bereich der auslegungsüberschreitenden Unfälle mit Kernschmelze ein Bereich zur Ausbreitung und anschließenden Kühlung des geschmolzenen Brennstoffs (Core-Catcher) implementiert wurde.

Im obigen Kapitel 2 wird auf eine Reihe von Unsicherheiten bei der langzeitigen Sicherstellung der Barrierenwirksamkeit des Containments verwiesen. Bei Installation eines mit dem EPR vergleichbaren Core-Catchers ist zu bedenken, dass es bisher nicht nachgewiesen ist, dass der für den EPR ausgelegte Core Catcher bei den 1300 MWe Reaktoren wegen anderer Geometrie und Bedingungen (z.B. Betonqualität) entsprechend wirksam sein kann. Es ist in diesem Zusammenhang auch anzumerken, dass die Grundplatte des Containments des EPR etwa doppelt so stark ausgeführt ist als die des 1300 MWe Reaktors /IAEA 1998/.

Wesentliche Bestrebungen zur LTE bestehen darin, die 1300 MWe Reaktoren in Bezug auf Maßnahmen zur Minderung der Folgen von Kernschmelzunfällen nachzurüsten.

Kernschmelzzustände waren nicht Gegenstand der Auslegung der 1300 MWe AKW. Insofern fanden die im Falle von Kernschmelzzuständen auftretenden Belastungen keine Berücksichtigung.

Als besonders kritisch stellt sich der Fall eines Versagens des Reaktordruckbehälters im Falle einer Kernschmelze unter hohem Druck dar. Auch beim EPR gilt deshalb die Forderung: „High pressure core melt situations must be prevented by design provisions.....It must be a design objective to transfer high pressure core melt to low pressure core melt sequences with a high reliability so that high pressure core melt situations can be "excluded" /ASN 2000/. Beim EPR sind aus diesem Grunde hoch zuverlässige Druckabsenkungseinrichtungen vorgesehen.

Es sind keine prüfbaren Unterlagen verfügbar, die zeigen, dass bei den 1300 MWe Reaktoren unter Kernschmelzsituationen wirkende Druckentlastungseinrichtungen eingebaut werden, die mit denen bei dem EPR eingesetzten hinsichtlich Zuverlässigkeit und Wirksamkeit mindestens als gleichwertig anzusehen sind.

Im Falle eines Versagens des Reaktordruckbehälters bei einer Kernschmelze würden sich Belastungen im Containment entwickeln, die vom Containment der 1300 MWe Reaktoren nicht abgetragen werden könnten. In diesem Falle wäre mit sehr hohen frühen Freisetzungen zu rechnen, die durch Notfallmaßnahmen nicht mehr gemindert werden könnten.

Die Struktur des Lagerbeckengebäudes mit einem einfachen Metaldach und einer geringen Wandstärke ist ungeeignet zur Sicherstellung eines Einschlusses von Radioaktivität unter den Bedingungen einer anhaltenden Dampfbildung und eines damit verbundenen Druckaufbaus. Vor diesem Hintergrund fordert ASN Maßnahmen zur Reduzierung der Möglichkeit des Eintritts eines solchen Ereignisses. Insgesamt kommt ASN /ASN 2016a/ mit Blick auf die Lagerung abgebrannter Brennelemente in den französischen Reaktoren zur Bewertung:

“The safety of fuel storage in the spent fuel pool has been the subject of in-depth examinations during past or ongoing periodic safety reviews, as well as in the context of the stress tests. These successive examinations have led to the defining and implementation of modifications to prevent the risk of emptying of the spent fuel pool, to improve the robustness of the water make-up means and to improve the management of accident situations ... Despite these modifications, ASN underlines that the initial design and the

current state of the spent fuel pools fall significantly short of the safety principles that would be applied in a new facility. Moreover, the implementation of effective means of mitigating the consequences of prolonged exposure of spent fuel assemblies is not currently conceivable on the spent fuel pools of the EDF nuclear reactor fleet in operation.”

Ohne eine Möglichkeit der Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Brennelement-Lagerbecken werden die Risiken in Verbindung mit Ereignisabläufen der Sicherheitsebene 4b nicht im heute erforderlichen Umfang beherrscht. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu Unfallabläufen mit großen bzw. frühen Freisetzungen kommt, deutlich.

ASN fordert /ASN 2013/ für den Fall einer Betriebsdauerverlängerung, in Übereinstimmung mit den EPR-Sicherheitszielen, das Risiko einer Brennstoffschmelze im Brennelementlagerbecken praktisch auszuschließen (siehe Ausführungen hierzu in Kapitel 3).

Es ist grundsätzlich festzustellen, dass es keine Möglichkeiten zur Mitigation von Unfallfolgen im Bereich des Brennelement-Lagerbeckens bspw. durch eine gefilterte Abgabe von Freisetzungen aus dem Lagerbeckengebäude gibt. Zur Erreichung des für das Lagerbecken erforderlichen Schutzgrades wäre ein Neubau für die außerhalb des Containers liegenden Lagerbecken für abgebrannten Kernbrennstoff nötig.

6 Zusammenfassung

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 wurde das gestaffelte Sicherheitskonzept sowohl verstärkt als auch 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.

Insbesondere nach den Erkenntnissen aus dem Reaktorunfall im japanischen Fukushima Dai-ichi muß die Sicherheit eines AKW insbesondere auch für den Fall anlagenexterner Einwirkungen gewährleistet sein. Dies gilt auch im Falle anlagenexterner auslegungsüberschreitender Einwirkungen auf die Anlage.

Sicherheitsdefizite der 1300 MWe Reaktoren

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 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 ASN⁶⁰ 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 N4⁶¹ 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.

Einwirkungen von außen

Beim gegenwärtigen Anlagenzustand der 1300 MWe Anlagen muss im Falle eines Bemessungserdbebens davon ausgegangen werden, dass

- es u.a. im Bereich des Zwischenkühlkreislaufs zu einem Rohrleitungsversagen mit einem vollständigen Ausfall der Beckenkühlung kommen kann.

⁶⁰ 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>)

⁶¹ "N4 reactors are the most recent nuclear reactors that were built in France, at Chooz and Chivaux."

- man aufgrund eines Versagens von Rohrleitungen des Feuerlöschsystems von einer redundanzübergreifenden Überflutung von Räumen des Nebenkühlwassersystems und damit einem vollständigen Ausfall der Systemfunktion der Nachwärmeabfuhr sowohl aus dem Reaktor wie aus dem Lagerbecken ausgehen kann. Weiterhin kann dieses Defizit die Beherrschung von in Folge eines Erdbebens ausgelösten internen Bränden infrage stellen.
- für nicht entsprechend ausgelegte Teile des Rohrleitungssystems der Wasserstoffversorgung der Anlage bei einem Bemessungserdbeben von einem Versagen und einer daraus resultierenden Freisetzung von Wasserstoff mit der Gefahr von Folgebränden oder Explosionen auszugehen ist.

Die Tatsache, dass im Rahmen der Auslegung der Störfallbeherrschung zu unterstellende Ereignisse beim jetzigen Anlagenzustand nicht auslegungsgemäß beherrscht werden könnten, führt dazu, dass es in solchen Fällen unmittelbar zu einem auslegungsüberschreitenden Unfallablauf mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen kommen kann. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich.

Auch im Bereich der Notstromversorgung bestehen Probleme. Kommt es zu einem (auslegungsüberschreitenden) Ausfall beider Notstromdiesel LHG, soll die Versorgung von sicherheitstechnisch erforderlichen Einrichtungen, insbesondere die Steuerung der frischdampfgetriebenen Dampferzeugerbespeisung, durch den frischdampfgetriebenen Turbogenerators LLS gewährleistet werden. Bei einem Ausfall beider Notstromdiesel LHG kommt es jedoch aufgrund des Ausfalls der Gebäudekühlung auch kurzfristig zu einem Ausfall des nachgelagert angeforderten Turbogenerators LLS. Damit kann auch von diesem System gegenwärtig für solche Anlagenzustände kein Kredit genommen werden.

Für die Beherrschung des Bemessungserdbebens stehen zur Stromversorgung der erforderlichen Einrichtungen außer mobilen Dieselaggregaten gesichert daher gegenwärtig ausschließlich die beiden Notstromdiesel LHG zur Verfügung. Zwischenzeitlich, also bis zum Zeitpunkt der Realisierung des „Hardened Safety Core“ kommen sog. DUS-Dieselgeneratoren zum Einsatz (sh. auch Anhang 2).

Durch diesen geringen Redundanzgrad und die geringe Diversität der Einrichtungen zur Sicherstellung der Notstromversorgung bei einem Bemessungserdbeben besteht eine deutlich erhöhte Wahrscheinlichkeit dafür, dass die auf der Sicherheitsebene 3 zu unterstellenden Ereignisabläufe nicht auslegungsgemäß beherrscht werden, sondern es zu auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen kommt.

Mit Blick auf externe Einwirkungen sind nach Stand von Wissenschaft und Technik für die Auslegung einer Anlage Bemessungsereignisse zugrunde zu legen, die unter angemessener Berücksichtigung der Unsicherheiten eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von weniger als 10^{-4} pro Jahr aufweisen.

Um die Sicherheit bezüglich einer Beherrschung von Erdbebeneinwirkungen auch im auslegungsüberschreitenden Bereich zu erhöhen, wäre zunächst ein belastbarer Nachweis der tatsächlich in der Anlage vorhandenen Reserven von zentraler Bedeutung. Dabei wären auch Unsicherheiten bei der Festlegung des bisherigen Bemessungserdbebens angemessen zu berücksichtigen.

Die bei der ursprünglichen Auslegung 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 Atomkraftwerke jedoch praktisch ausgeschlossen sein, 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 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 Kühlmittelagerung und die Dampferzeugerbespeisung. Diese sind – ebenso wie weitere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen – außerhalb des Reaktorgebäudes untergebracht (sh. Bild 11) 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.

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

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 Anlagenteile 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 unterstellenden Ereignisse nicht mehr sichergestellt.

ASN verweist im Zusammenhang mit Defiziten in der Anlage auch 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 sollen nicht zur Kompensation von bestehenden Defiziten auf der 3. Sicherheitsebene herangezogen werden.

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 garantieren soll. 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. Lediglich im Bereich der sekundärseitigen Dampferzeugerbespeisung sind diversitär angetriebene Einspeisepumpen vorhanden.

Das Sicherheitssystem der 1300 MWe ist grundsätzlich zweisträngig (n+1 Redundanzgrad) ausgelegt. Für neue Anlagen wird demgegenüber ein höherer Redundanzgrad (n+2) gefordert, der auch eine Ereignisbeherrschung bei gleichzeitig vorliegendem Instandhaltungsfall ermöglichen würde. Auch beim EPR in Frankreich ist die Auslegung des Sicherheitssystems (n+2) ausgeführt, was zum Beispiel von der französischen Gutachterorganisation IRSN als besonderer Sicherheitsvorteil des EPR gegenüber den bisher in Frankreich betriebenen AKW bewertet wird. Die Anforderung der Einzelfehlerfestigkeit im Falle von Instandhaltungen wird für bestehende AKW auch in verschiedenen nationalen Regelwerken anderer Länder aufgestellt.

In den AKW 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.

Sicherheitsebene 4

Im Bereich der Sicherheitsebene 4 stehen verschiedene Einrichtungen zu Verfügung bzw. sind als Nachrüstungen geplant, um auf Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen oder mit Brennstoffschäden zu reagieren. Die Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 sind als eigenständig erforderliche Einrichtungen anzusehen.

Für die Einrichtung des frischdampfgetriebenen Turbogenerators LLS wurde ein generisches Defizit festgestellt, wonach bereits nach einem relativ kurzfristigen Betrieb des Systems unzulässige Raumtemperaturen erreicht werden. In diesem Fall muss ein Ausfall des Systems unterstellt werden. Demnach kann bis zu einer entsprechenden Ertüchtigung von diesem System kein Kredit genommen werden. Zwischenzeitlich wurde deshalb die Nachrüstung eines zusätzlichen Notstromdiesels pro Block vorgenommen (sh. Anhang 2).

Als wesentliche Nachrüstungen in Reaktion auf den Unfall in Fukushima sind die Errichtung einer diversitären, dauerhaft verfügbaren Wärmesenke sowie von Einrichtungen des HSC vorgesehen. Sofern diese tatsächlich umgesetzt werden, könnte damit eine Verbesserung der Maßnahmen und Einrichtungen auf der Sicherheitsebene 4 erreicht werden. Allerdings sind diese Einrichtungen bislang noch nicht vollständig implementiert.

Wesentliche Merkmale des „Hardened Safety Core“ findet man in Bild 15:

Modifications emblématiques du RP4 1300

Modifications « Noyau Dur »

- Dispositif d'alimentation en eau des générateurs de vapeur et des piscines BR et BK pour permettre le refroidissement du cœur et l'évacuation de la puissance résiduelle en situation « Fukushima » - « **ASG-ND** »
- Troisième voie de sauvegarde indépendante pour l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur sans ouvrir l'enceinte - « **EAS ND** »
- Pompe de secours de l'injection aux joints des pompes primaires – « **PIJ ND** »
- Troisième voie électrique et de contrôle-commande robustes aux agressions extrêmes
- Source d'eau ultime et appoint en eau aux piscines

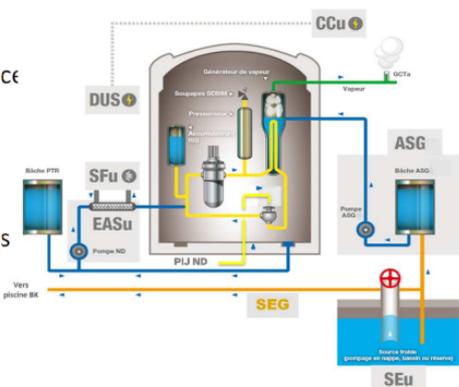


Bild 15: Wesentliche Merkmale des „Hardened Safety Core“ /IRSN 2023b/

Im Falle extremer, deutlich über die Auslegung hinausgehender Einwirkungen soll die Kühlung wichtiger Komponenten durch das gegenüber der übrigen Anlage stärker ausgelegte Notstandssystem „Hardened Safety Core“ sichergestellt sein. Die übrige Anlage selbst ist jedoch gegen solche Einwirkungen nicht ausgelegt. Es bleibt somit offen, wie unter solchen Bedingungen eine sichere Wärmeabfuhr langfristig erfolgen kann.

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.

Der Betreiber EDF selbst sieht eine Umsetzung dieser Maßnahmen als langfristige Aufgabe bis über 2030 an. Dieser Umsetzungszeitraum ist als erheblich anzusehen und entspricht nicht einer auf europäischer Ebene geforderten zeitgerechten Umsetzung von vernünftigerweise durchführbaren Sicherheitsverbesserungen für bestehende kerntechnische Anlagen beziehungsweise der von der französischen Aufsichtsbehörde ASN geforderten unverzüglichen Erhöhung der Robustheit der Anlagen gegenüber Extremereignissen über die bisher bestehenden Sicherheitsreserven hinaus.

Angesichts der festgestellten Defizite bei der zentral wichtigen Beherrschung von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 besteht ein deutlich erhöhtes Risiko, dass es zu einem auslegungsüberschreitenden Ereignis unter Inanspruchnahme der Sicherheitsebene 4a kommt. Darüber hinaus entsprechen die gegenwärtig realisierten Einrichtungen des präventiven Notfallschutzes auf der Sicherheitsebene 4a nicht dem nach internationalen Regelwerksanforderungen erforderlichen und sowohl in neuen Anlagen in Frankreich (EPR) als auch in existierenden Anlagen z.B. des europäischen Auslands⁶² bereits realisierten Stand der Technik. Für wichtige Systemfunktionen wie die primär- und sekundärseitige Kühlung, die Lagerbeckenkühlung, die Gebäudekühlung sowie die zugehörige

⁶² In mehreren europäischen Ländern (z.B. Belgien, Schweiz, Deutschland) wurden Notstandssysteme bereits in den 1980ern und 1990ern nachgerüstet bzw. waren in neueren Anlagen bereits Teil der Auslegung. Hinsichtlich der wahrzunehmenden Aufgaben sind diese Notstandssysteme in etwa vergleichbar mit den jetzt in Frankreich zur Nachrüstung „Hardened Safety Core“.

Instrumentierung und Ansteuerung stehen geforderte zusätzliche und unabhängige Einrichtungen bisher nicht zur Verfügung.

In Frankreich war für die Einrichtungen zur Mitigation von schweren Unfällen bis zum Unfall von Fukushima nicht gefordert, dass diese Einrichtungen gegenüber Bemessungsereignissen von Einwirkungen von außen (also insbesondere Erdbeben) ausgelegt sein müssen. Insbesondere für die Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung sehen gegenwärtige Planungen abweichend von Anforderungen an den HSC auch nur eine Ertüchtigung auf das Niveau des maximalen historischen Erdbebens SMHV vor.

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.

Das Ereignis in Fukushima hat gezeigt, dass auch Ereignisse mit Brennstoffschäden im Bereich des Brennelement-Lagerbeckens zu betrachten sind. Die französischen Bemühungen konzentrieren sich darauf, das Eintreten von Brennstoffschäden im Bereich des Lagerbeckens zu vermeiden. Auch wenn grundsätzlich Maßnahmen zur Verhinderung eines Ereigniseintritts gegenüber Maßnahmen zum Umgang mit dem Ereignis bzw. zur Milderung von Unfallfolgen der Vorrang zu geben ist, so ist dennoch festzustellen, dass es keine Möglichkeiten zur Mitigation von Unfallfolgen im Bereich des Brennelement-Lagerbeckens bspw. durch eine gefilterte Abgabe von Freisetzungen aus dem Lagerbeckengebäude gibt.

Ohne eine Möglichkeit der Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Brennelement-Lagerbecken werden die Risiken in Verbindung mit Ereignisabläufen der Sicherheitsebene 4b nicht im heute erforderlichen Umfang beherrscht. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu Unfallabläufen mit großen bzw. frühen Freisetzungen kommt, deutlich.

Erkenntnisse aus einer Reihe von Ereignissen im Rahmen der Auslegung, Herstellung und der Instandhaltung sicherheitsrelevanter Systeme und Komponenten sowie unvorhergesehenen alterungsbedingten Schädigungen und menschlichen Fehlverhalten wirken sich negativ auf die erforderliche hohe Sicherheitskultur aus. Diesem Sachverhalt kommt wegen der defizitären Auslegung der 1300 MWe AKW gegenüber aktuellen Anforderungen eine besondere Bedeutung zu.

7 Schlußfolgerungen bezüglich der mit den 1300 MWe Reaktoren trotz geplanter Nachrüstung verbundenen Risiken

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

Die Zustimmung für ein AKW zur LTE⁶³ in Frankreich hängt insbesondere von den Ergebnissen einer Überprüfung der Anlagensicherheit in Bezug auf dessen aktuelle Alterungssituation, der Alterungsprognose für die beabsichtigte LTE sowie von den sicherheitsgerichteten Bedingungen, die für die LTE zu erreichen und zu erfüllen sind, ab.

Periodische Sicherheitsüberprüfungen dienen dabei nicht nur der Feststellung oder auch Konformität eines vorhandenen Sicherheitsniveaus, sondern sollen auch Maßnahmen zur kontinuierlichen Erhöhung des Sicherheitsniveaus für die in Betrieb befindlichen AKW realisieren mit dem Ziel, sich dem Niveau des in Frankreich in Errichtung befindlichen EPR weitestgehend anzunähern.

Die Sicherheit des in Frankreich aktuell in Bau befindlichen AKW des Typs EPR baut auf einem vierstufig gestaffelten Sicherheitskonzept und auf Vorkehrungen zu dessen Schutz gegen interne (wie Brände, Explosionen) und naturbedingte externe Einwirkungen (wie Erdbeben, Überflutungen) sowie zivilisationsbedingte Einwirkungen (wie Flugzeugabsturz) auf. Der EPR weist Eigenschaften auf, die eine Rückhaltung radioaktiver Stoffe auch bei Kernschmelzunfällen sicherstellen sollen.

Die Sicherheit in Betrieb befindlicher AKW in Frankreich hat sich nach den Festlegungen von ASN im Falle einer LTE an diesem Standard zu messen. Demgegenüber vorhandene Abweichungen bei den bestehenden Anlagen bedürfen der sicherheitstechnischen Bewertung und bei Notwendigkeit ihrer Beseitigung. Nichtnachrüstbare Abweichungen sind hinsichtlich des verbleibenden Risikos zu bewerten.

⁶³ LTE – Life Time Extension (Laufzeitverlängerung)

Der Baubeginn der 1300 MWe AKW lag im Zeitraum von 1977 bis 1984. Das Sicherheitskonzept dieser Anlagen ist mit dem Konzept der 900 MW 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 aktuell den Maßstab für den zu erreichenden Sicherheitsstandard für AKW dar, die entweder aktuell errichtet oder aber über ihre ursprüngliche Laufzeit hinaus weiter betrieben werden sollen.

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 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.

Die bisher von EdF durchgeführten und im Weiteren vorgesehenen Nachrüstmaßnahmen 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 einzelne Verbesserungen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme externe Einwirkungen

durch die Installation des „Hardened Safety Cores“ („noyau dur“) sowie auf eine punktuelle Milderung von Auswirkungen möglicher Kernschmelzszenarien. Weiterhin sind Maßnahmen auch auf eine Verbesserung der Sicherheitskultur gerichtet.

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

- die unvollständige Redundanz bei den Sicherheitssystemen, die nicht durchgängige Unabhängigkeit der Sicherheitssysteme, Defizite bei der Entmaschung sowie Defizite bei der Gewährleistung der Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen.
- den Schutz der AKW gegen naturbedingte übergreifende Einwirkungen, insbesondere hinsichtlich eines Eintretens extremer, über die Auslegung deutlich hinausgehender Einwirkungen. Dabei ist davon auszugehen, dass der bereits eingetretene Wandel des Klimas Einfluss auf Intensität und Häufigkeit des Wirksamwerdens zumindest eines Teils der Gefahrenquellen (z.B. langandauernde hohe Temperaturen, extreme Regenfälle, extreme Stürme,) hat.
- den Schutz der AKW gegen zivilisationsbedingte Einwirkungen, insbesondere hinsichtlich des Absturzes eines gegenüber der Auslegung deutlich größeren Flugzeugs.

Die vorgesehenen Nachrüstungen orientieren sich überwiegend auf die Errichtung eines Notstandssystems „Hardened Safety Core“ sowie auf eine Verbesserung des anlageninternen Notfallschutzes. Es bleibt jedoch festzustellen, dass

- das „Hardened Safety Core“, das nach den ASN Festlegungen gegen externe Einwirkungen besser geschützt sein soll als das jeweilige AKW selbst. Unter dieser Annahme ist davon auszugehen, dass die sicherheitsrelevanten Strukturen, Systeme und Komponenten zur Störfallbeherrschung des jeweiligen AKW, deren Schutz grundsätzlich unverändert verbleibt, im Falle extremer externer Einwirkungen nicht mehr verfügbar bleiben. Dies ist hinsichtlich einer möglichen Gefährdung der erforderlichen Kernkühlung im Falle auslegungsüberschreitender Anlagenzu-

stände von besonderer Bedeutung. Denn die Aufrechterhaltung der zentralen Sicherheitsfunktion Kernkühlung soll in der Folge durch das einsträngige „Hardened Safety Core“⁶⁴ im Verbund mit dem FARN wahrgenommen werden.

- die Anforderungen an die Auslegung an Maßnahmen und Einrichtungen des mitigativen anlageninternen Notfallschutzes mit denen des „Hardened Safety Core“ in Übereinstimmung zu bringen wären.
- bisher nicht nachgewiesen ist, dass der für den EPR entwickelte Core Catcher auch unter den bei den 1300 MWe Reaktoren demgegenüber abweichenden Bedingungen bezüglich geometrischer Parameter und Betonqualitäten voll wirksam ist.
- die nachzurüstende Druckentlastungseinrichtung für die rasche Druckabsenkung des Primärkreisdruckes im Kernschmelzfall so wirksam ist, dass ein Versagen des Reaktordruckbehälters unter hohem Druck praktisch auszuschließen ist.
- die nicht austauschbaren Komponenten (z.B. Containment) auch unter Unfallbedingungen für den Fall auslegungsüberschreitender Anlagenzustände, im erforderlichen Umfang wirksam bleiben.

Die Grundlage für einen sicheren Betrieb von AKW ist das sicherheitsgerichtete Zusammenwirken personeller, technischer und organisatorischer Faktoren (Mensch-Technik-Organisation). Die Vernetzung dieser Faktoren mit dem Ziel eines sicherheitsgerichteten Handelns ist auch Grundlage für eine hohe Sicherheitskultur. Es ist Aufgabe des Genehmigungsinhabers, eine hohe Sicherheitskultur aufrechtzuerhalten und diese kontinuierlich zu verbessern. Jedoch sind Defizite bei Auslegung, Herstellung und der Instandhaltung sicherheitsrelevanter Systeme und Komponenten in der Betriebspraxis festgestellt worden. Weiterhin sind unvorhergesehene alterungsbedingte Schädigungen an sicherheitsrelevanten Systemen und Komponenten sowie menschliches Fehlverhalten aufgetreten.

⁶⁴ In dem in Deutschland gültigen kerntechnischen Regelwerk /BMU 2015/ ist z.B. für das mit dem HSC vergleichbare System hinsichtlich Redundanz gefordert: Anhang 4, „2.4 (2) Zur Beherrschung der Einwirkungen aus Notstandsfällen ist für die Funktion von Einrichtungen, die innerhalb der ersten 30 Minuten erforderlich sind, ein Einzelfehler in aktiven Systemteilen dieser Einrichtungen zu unterstellen (Redundanzgrad n+1).“
Das hatte z.B für die mittlerweile stillgelegten Reaktoren vom TYP Konvoi jeweils 2 Notstromdiesel für jeden der gegen Einwirkungen von außen speziell gesicherten Notkühlstränge (zwei insgesamt) zur Folge.

Ohne eine ausreichende Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems besteht eine deutlich erhöhte Wahrscheinlichkeit dafür, dass die auf der Sicherheitsebene 3 zu unterstellenden Ereignisabläufe nicht auslegungsgemäß beherrscht werden, sondern es zu auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen kommen kann. Die vorhandenen Defizite bezüglich Diversität, Redundanz sowie Unabhängigkeit und Entmaschung in den für die Sicherheit wichtigen Systemen und Komponenten erhöhen die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich und führen damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

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 realisieren⁶⁵. 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

Die 1300 MWe Anlagen sind unter Berücksichtigung von Lastannahmen eines Betriebes von insgesamt 40 Jahren ausgelegt wurden. Ein darüber hinaus gehender Betrieb war nicht Grundlage der ursprünglichen Auslegung. Von besonderer Bedeutung ist deshalb der Nachweis der Sicherheit von nicht austauschbaren Komponenten und Systemen unter Berücksichtigung deren Alterung für den Zeitraum der geplanten LTE. Der Nachweis der Sicherheit darf dabei nicht zu Lasten der erforderlichen Auslegungsreserven erfolgen.

Grundsätzlich wären die 1300 MWe AKW nach Erreichen der projektierten Lebensdauer, also nach 40 Jahren, außer Betrieb zu nehmen. Ausnahmen von diesem Grundsatz sollte es nur geben, wenn die Sicherheit dieser AKW mit dem Sicherheitsstand des EPR vergleichbar ist. Insofern davon Abweichungen festzustellen sind wären diese hinsichtlich des verbleibenden Risikos zu bewerten und in einem öffentlich zugänglichen Risikobericht darzulegen.

⁶⁵ Sh. Hierzu auch eine entsprechende ASN Verlautbarung: bezüglich AKW Cattenom, Block 4: https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/centrale-nucleaire-de-cattenom-3e-reexamen-periodique-du-reacteur-4?fbclid=IwAR3dIBJcx_x_w1JeYEeo_9A5-gzbuql6mkd0_YKNQW1_Oy2DlpHlnClycyE

8 **Literatur**

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

ASN 2000: "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 2010: Statement of ASN Commission: "Which level of safety for new nuclear reactors built around the world?", Press release, published on 07/07/2010

ASN 2011: Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants. Report by the French Nuclear Safety Authority, December 2011

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

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 2014: 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 2015a: Post Fukushima assessment and follow up. French National Action Plan. ENSREG Workshop, Brüssel 2015

ASN 2016: Seventh National Report for the 2017 Review Meeting. Convention on Nuclear Safety

ASN 2016a: ASN position statement of 20th April 2016 concerning generic guidelines for the periodic safety review associated with the fourth ten-year inspections for the 900 MWe reactors, ASN.2016

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 2017b: ASN, Olivier GUPTA, Nuclear Safety in France, Upcoming challenges, EUROSAFE 2017

ASN 2017c: ASN, Sylvie Cadet-Mercier , Irregularities and falsifications, Background and suggested improvements, ENSREG Conference, June 29 2017

ASN 2018: Décision n° 2018-DC-0655 de l'ASN du 27 novembre 2018

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 4e RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS NUCLÉAIRES DE 1300 MWe, 16 octobre 2019

ASN 2019c: In the wake of the Teil earthquake of 11 November 2019, ASN takes stock of the earthquake resistance of the French nuclear power plants, Published on 23/12/2019

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

Franceinfo 2020: Risques climatiques: quels sont les territoires les plus exposés en
France métropolitaine ? Article rédigé par Marie-Adélaïde Scigacz, Brice Le
Borgne, Mathieu Lehot-Couette, France Télévisions, Publié le 11/10/2020
06:59

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

IAEA 1998: IAEA-SM-353/41, DESIGN DESCRIPTION OF THE EUROPEAN PRES-
SURIZED WATER REACTOR, R. LEVERENZ, Nuclear Power Interna-
tional, Paris la Defense, France

IAEA 2006: FUNDAMENTAL SAFETY PRINCIPLES, IAEA SAFETY STANDARDS SE-
RIES 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 REQUIRE-
MENTS, 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 activi-
ties, 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 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 2016a: IRSN'S POSITION, Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France in 2015, IRSN 2016

IRSN 2016b: G. Cénérino, N. Rahni, P. Chevrier, M. Dubreuil, Y. Guigueno, E. Raimond, J.-M. Bonnet: Severe accident mitigation strategy for the generation II PWRs in France – Some outcomes of the on-going periodic safety review of the French 1300 MWe PWR series, IRSN 2016

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 2023b: MODIFICATIONS ET TRAVAUX ASSOCIÉS AU 4ÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DES RÉACTEURS DE 1300 MWE, Dialogue technique sur le RP4 1300 Échanges du 3 octobre 2023

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

EUR 1984: Methodology for coping with accidents of external and internal origin in PWR power stations. A comparison of the rules and codes of practice in use in Belgium, France, the Federal Republic of Germany, the United Kingdom and the United States of America (EUR 10782 EN), 1984

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 2013: Report Safety of new NPP designs - Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG March 2013

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

Westinghouse 1984: The westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant, Pittsburgh, Pennsylvania 1984

Anhang 1: Anlageninformationen zu den AKW mit 1300 MWe Reaktoren am Beispiel des AKW Cattenom /EDF 2011, Öko 2018/

Die grundsätzliche Auslegung der 1300 MWe Reaktoren in Frankreich orientiert sich an den von Westinghouse hergestellten Reaktoren /Westinghouse 1984/.

- **Angaben zur Verfahrenstechnik**

Bild 16 enthält eine Übersichtsdarstellung zu den verfahrenstechnischen Einrichtungen der 1300 MWe AKW.

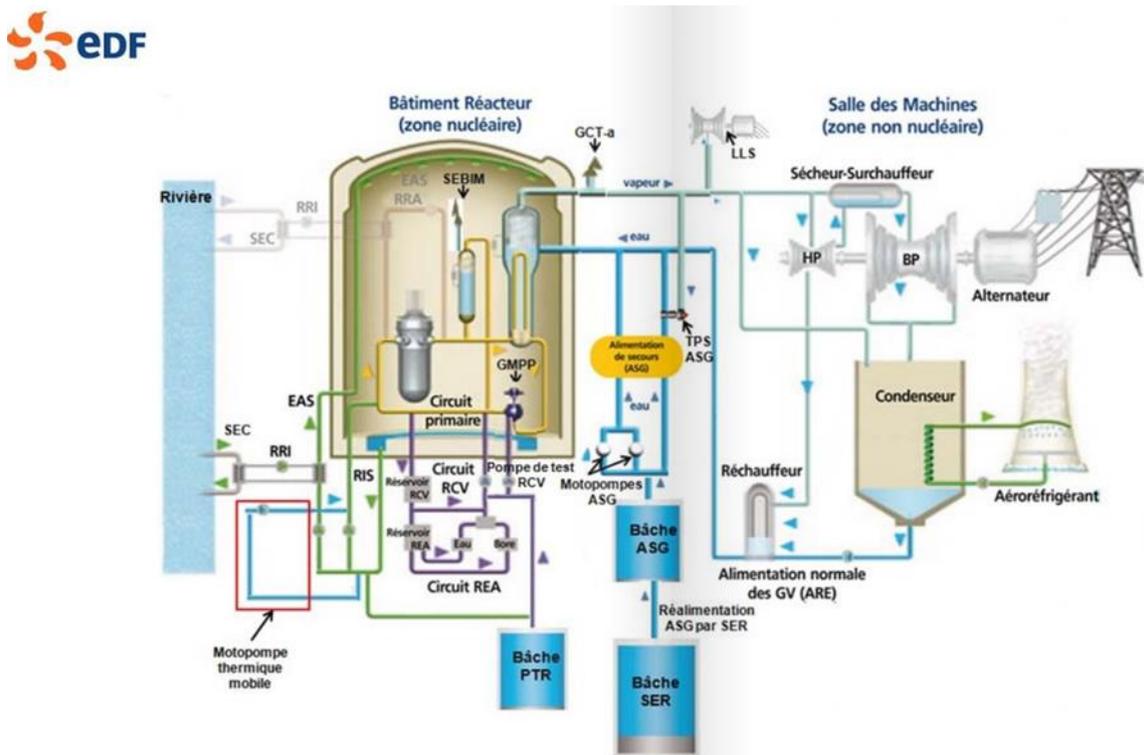


Bild 16: Übersicht zur Verfahrenstechnik der 1300 MWe AKW (Prinzipdarstellung, Quelle: /EDF 2011/ sh. auch /IRSN 2016a/)

Jeder Reaktor verfügt über ein zweisträngiges Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem RCV. Das RCV besteht im Wesentlichen aus zwei Ladepumpen, einer Drucktestpumpe, Zwischenerhitzern und einem Volumenausgleichsbehälter. Die Versorgung des RCV mit Deionat oder Borsäure erfolgt über das Borsäure- und Deionatsystem REA, in welchem zwei Borsäurepumpen die Bereitstellung von Deionat oder Borsäure aus zwei Borsäurevorratsbehältern für das RCV ermöglichen.

Für den Fall, dass die Hochdruckeinspeisepumpen ISMP nicht zur Verfügung stehen, kann mittels der motorgetriebenen Drucktestpumpe zur Aufrechterhaltung der Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen eine Einspeisung von boriiertem Wasser aus dem PTR in den Primärkreislauf erfolgen.

Die primärseitige Nachkühlung des Reaktors erfolgt über das zweisträngige Nachkühlsystem RRA. Neben der betrieblichen Nachkühlung erfolgt bei Störfällen ohne Kühlmittelverlust oder bei primärseitigen Kühlmittelverluststörfällen, bei denen die Nachzerfallsleistung nicht vollständig über das Leck in das Containment abgeführt werden kann, die langfristige Nachkühlung des Reaktorkerns über das RRA. Dieses entnimmt bei niedrigem Druck Kühlmittel aus dem Primärkreislauf und fördert dieses über Wärmetauscher wieder in den Primärkreislauf zurück.

Über die Wärmetauscher wird die Wärme an das zweisträngige Zwischenkühlsystem RRI und im Weiteren zum zweisträngigen Nebenkühlwassersystem SEC abgeführt.

Für eine Einspeisung in den Primärkreislauf bei geöffnetem Reaktordruckbehälter steht eine mobile Einspeisepumpe (motopompe thermique mobile) am Standort bereit, die Kühlmittel aus dem Kühlmittelagerbehälter PTR in den Primärkreislauf einspeisen kann. Diese wird während eines Stillstands mit offenem Primärkreislauf vorbeugend angeschlossen. Es darf sich gemäß der Betriebsvorschriften nicht mehr als ein Block gleichzeitig in einem Anlagenzustand mit offenem Primärkreislauf befinden. Die mobile Einspeisepumpe ist nicht seismisch qualifiziert.

Eine Wärmeabfuhr aus dem Containment bei Kühlmittelverluststörfällen ist mit dem zweisträngigen Containment-Sprühsystem EAS möglich. Dazu kann das System Kühlmittel über Wärmetauscher führen, in denen die Wärme zum RRI und darüber zum SEC abgeführt wird. Das Kühlmittel wird entweder aus dem einfach vorhandenen Kühlmittelagerbehälter PTR (Bäche PTR) oder dem Containmentsumpf angesaugt und nach Wärmeabgabe in das Containment gesprüht.

Die Kühlmittleinspeisung in den Primärkreislauf bei Kühlmittelverluststörfällen wird durch das Sicherheitseinspeisesystem RIS gewährleistet. Solange der Primärkreislauf unter hohem Druck steht, kann eine Einspeisung über zwei Hochdruckeinspeisepumpen (ISMP) erfolgen. Diese greifen über eine gemeinsame Leitung auf den Kühlmittellagerbehälter PTR zu. Das System verfügt weiterhin über vier Druckspeicher, die bei fallendem Primärkreisdruck in den kalten Strang des Primärkreislaufs einspeisen. Bei einem niedrigen Druck im Primärkreislauf wird die Einspeisung über zwei Niederdruckeinspeisepumpen (ISBP) sichergestellt, die sowohl aus dem PTR als auch aus dem Containmentsumpf ansaugen können.

Für die primärseitige Druckbegrenzung und -entlastung sind die Druckhalter-Abblaseventile SEBIM vorhanden. Von den drei Ventilen werden zwei aus einem Strang der Notstromversorgung elektrisch versorgt, der dritte aus dem zweiten Strang.

Als An- und Abfahrssystem und für die sekundärseitige Wärmeabfuhr bei Störfällen dient das Notspeisesystem ASG. Dieses zweisträngige System umfasst in jedem Strang eine motorgetriebene Speisewasserpumpe sowie eine frischdampfgetriebene Turboeinspeisepumpe. Beide Stränge greifen auf die Speisewasservorräte aus dem einfach vorhandenen Notspeisewasserbehälter ASG mit einem Volumen von ca. 1700 m³ zurück. Desse- nen Speisewasservorrat kann durch passiven Zulauf aus einem Deionat Vorratsbehälter SER (Bäche SER) des Speisewassersystems wiederaufgefüllt werden. Für den Betrieb der Turboeinspeisepumpen wird das Druckluftsystem SAR oder der frischdampfgetriebene Turbogenerator LLS benötigt. Der sekundärseitig entstehende Dampf kann über Frischdampf-abblaseventile GCT-a an die Atmosphäre abgegeben werden

Zur Kühlwasserversorgung stehen Versorgungsbauwerke (OAR) zur Verfügung. Die Kühlwasserrückführung erfolgt über Nebenkühlwasserpumpen zu einem Auslaufbauwerk. Bei einer drohenden Verstopfung des Einlaufbauwerks durch Treibgut können die Pumpen für die Versorgung der nicht sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen abgeschaltet und somit die Verstopfungsgefahr des Einlaufs für die sicherheitstechnisch wichtige Kühlwasserversorgung reduziert werden.

- **Angaben zur elektrischen Energieversorgung**

Bild 17 enthält die Übersichtsdarstellung zur elektrischen Energieversorgung aus dem Analysebericht nach Fukushima /EDF 2011/, während in Bild 18 bereits eine Nachrüstmaßnahme (Mini UDG) /IRSN 2015/ erkennbar ist. Aus Bild 18 ist aber auch erkennbar, dass der prinzipielle Aufbau der elektrischen Energieversorgung unverändert bleibt.

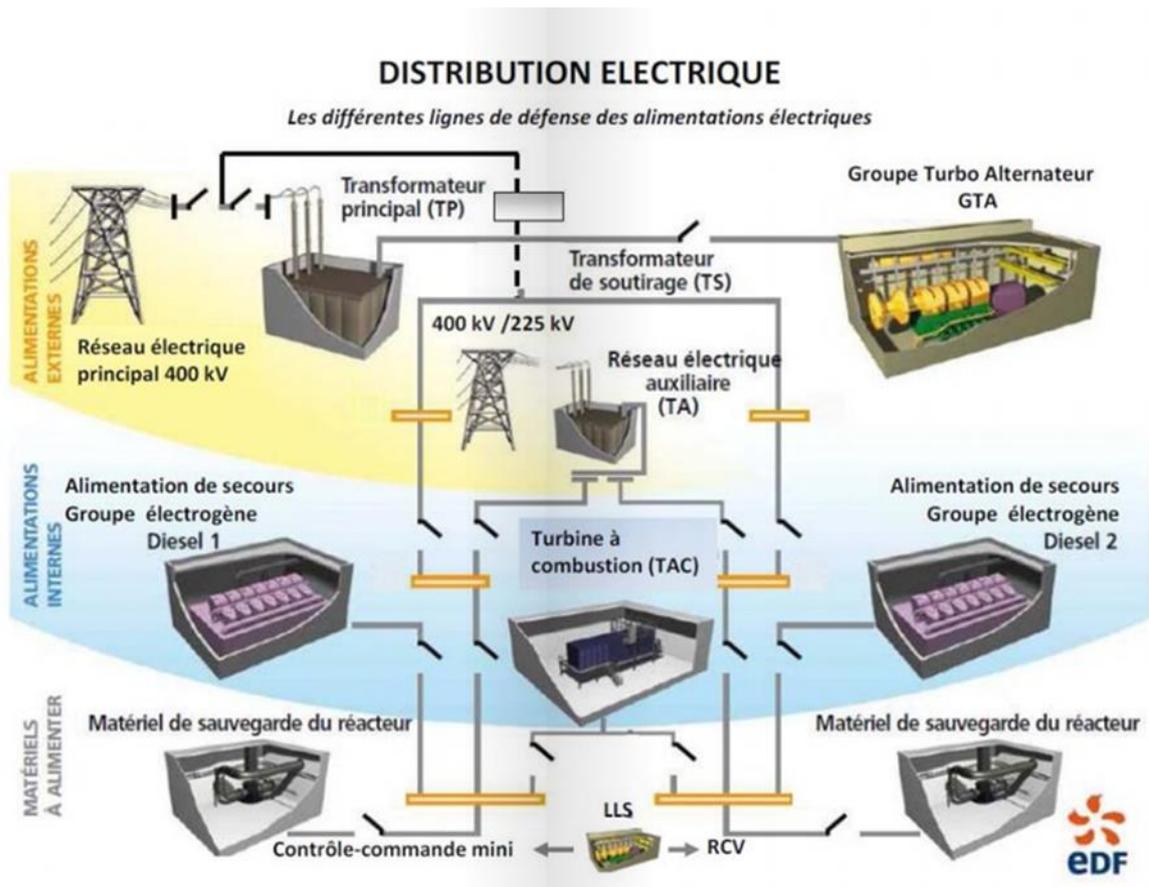


Bild 17: Prinzipschema der Stromverteilung in einem Kernreaktor /EDF 2011/

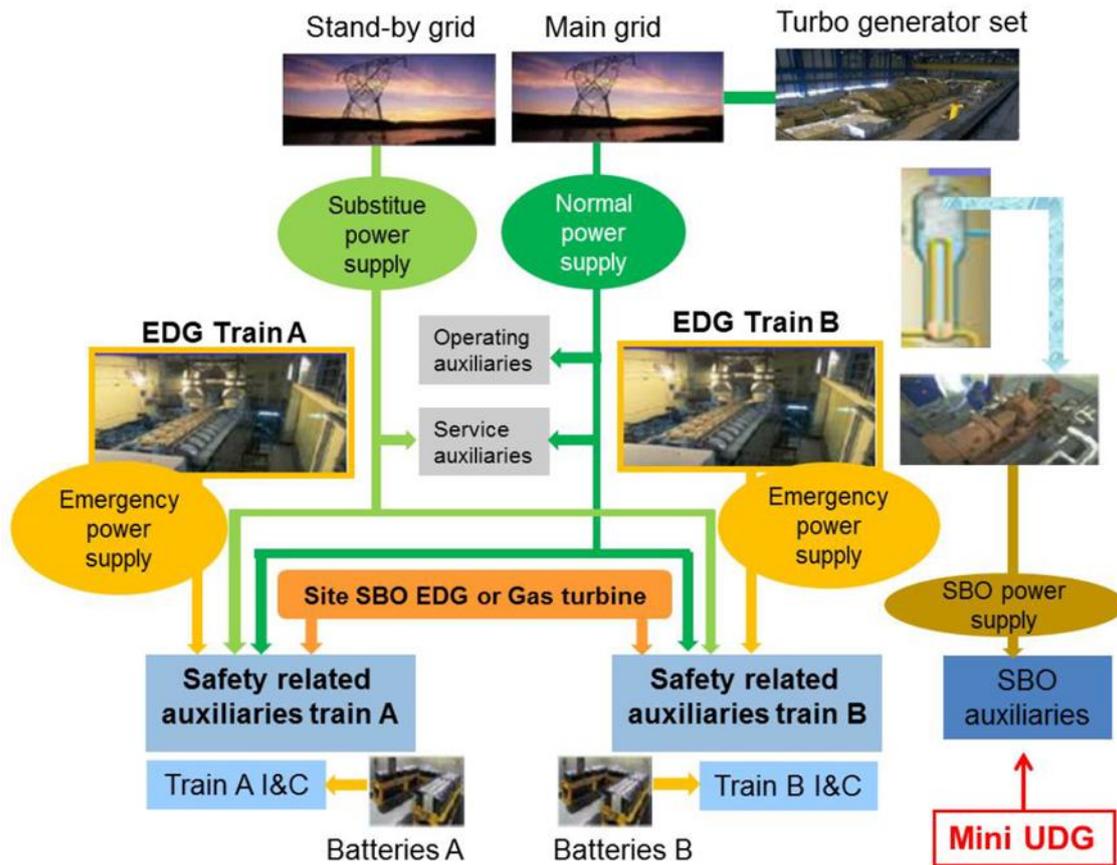


Bild 18: Übersicht zur elektrischen Energieversorgung einschließlich Mini UDG in französischen AKW (Prinzipdarstellung, Quelle: /IRSN 2015/)

(„On French NPPs, each reactor is dotted with two emergency diesel generators (EDG), designed to supply 6.6 kV switchboards with power. These boards, called “LHA” and “LHB”, are the electrical support of two redundant safety trains, namely A train and B train. As a temporary measure a small diesel generator (so called "Mini UDG") will enable to supply back-up power (by manual actuations) notably to the minimum I&C necessary in a SBO (Station Blackout) situation, the venting and the lightning in the control room. This small diesel generator is settled in a container located near the electrical building. The Mini UDGs have already been installed on operating units (one per unit)“ /IRSN 2015/.

Jeder Block ist über einen Hauptnetz- (Réseau électrique principal) und einen Reserve-netzanschluss (Réseau électrique auxiliaire) an das nationale 400kV Stromnetz angeschlossen (Bild 17). Weiterhin können sich die Blöcke bei einem Ausfall des externen Netzes über den eigenen Generator (groupe turbo alternateur) mit Strom versorgen.

Im Fall einer Störung der elektrischen Energieversorgung erfolgt ein Lastabwurf auf Eigenbedarf mit einer Versorgung über den Eigenbedarfstransformator (TS).

Jeder Block ist über einen Reserve-Transformator (TA) mit dem 225kV Netz verbunden. Über diesen Reservenetzanschluss sind eine Versorgung der Eigenbedarfsschienen sowie eine gegenseitige Stützung mehrerer Blöcke möglich. Über diese Anschlussmöglichkeit ist auch eine Versorgung des AKW über in unmittelbarer Nähe befindliche Stromerzeuger möglich.

Jeder Block verfügt über zwei Notstromdiesel, wobei die Kapazität eines Notstromdiesels zur Versorgung einer Redundanz der bei Störfällen erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen mit elektrischer Energie ausreichen soll.

Die Notstromdiesel speisen auf die 6,6 kV Notstromverteilungen eines Blocks und werden bei Störungen des Haupt- und Reservenetzes über den Spannungsabfall auf den Notstromschienen automatisch gestartet. Auf dem Anlagengelände sollen Dieselvorräte für einen Betrieb von mehreren (mindestens 3,5) Tagen vorhanden sein. Die Versorgung mit Dieselkraftstoff soll auch über diesen Zeitraum hinaus gewährleistet sein.

Die Versorgung der Notstromdiesel mit Kühlwasser soll für einen Betrieb über einen Zeitraum von mehr als 15 Tage sichergestellt sein. Der Druckluftvorrat soll für mindestens fünf Startversuche pro Dieselaggregat ausreichend sein, dieselbezogene Druckluftgeneratoren sorgen für deren Wiederauffüllung. Damit sollen die Notstromdiesel unabhängig vom Druckluftsystem sein. Die Notstromdiesel und die zugehörigen Notstromschienen sind für seismische Einwirkungen qualifiziert.

In den AKWs ist standortbezogen eine Gasturbine (TAC) vorhanden. Diese Turbine ist im Anforderungsfall manuell auf die Notstromschienen eines Blocks aufschaltbar. Die Kapazität soll ausreichend sein, um die bei Störfällen erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen mit elektrischer Energie zu versorgen. Die Turbine ist nicht für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Nach /IRSN 2016a/ ist bei den Anlagen der 1300 MWe Reaktoren mit dem TAC aus Gründen der Leistungsbilanz kein Betrieb des Hochdruckeinspeisesystems möglich, da ein gleichzeitiges Auftreten - ein Ausfall der Notstromversorgung mit einem Kühlmittelverluststörfall - im Rahmen der Auslegung nicht unterstellt wurde.

Zur Überbrückung einer spannungslosen Zeit bis zum Hochlaufen der Notstromdiesel und zur Sicherstellung wichtiger Funktionen auch bei einem vollständigen Ausfall der elektrischen Wechselstromversorgung verfügen die Blöcke darüber hinaus über mehrere batteriegestützte Gleichstrom- und Wechselstromschienen. Die Batterien sollen Kapazitäten von größer 1 Stunde besitzen. Die Schienen sind für seismische Einwirkungen qualifiziert. Gemäß /ASN 2016, S. 170/ wurde die Kapazität der Batterien in einer Redundanz in Reaktion auf das Ereignis in Fukushima mittlerweile auf zwei Stunden erhöht.

Für die AKW sind weiterhin blockbezogene frischdampfangetriebene Turbogeneratoren (LLS) vorhanden. Dieser Turbogenerator ist in der Lage, ausgewählte elektrische Einrichtungen zu versorgen. Speziell können zwei der drei Frischdampfabblassventile, die Steuerung der Turboeinspeisepumpe sowie die Drucktestpumpe versorgt werden. Das System ist für seismische Einwirkungen qualifiziert. Durch das LLS soll ein Betrieb der Turboeinspeisepumpen auch bei unterstelltem Ausfall der Gebäudekühlung für einen Zeitraum von mindestens 24 Stunden gewährleistet sein.

- **Angaben zur Brennelement-Lagerbeckenkühlung**

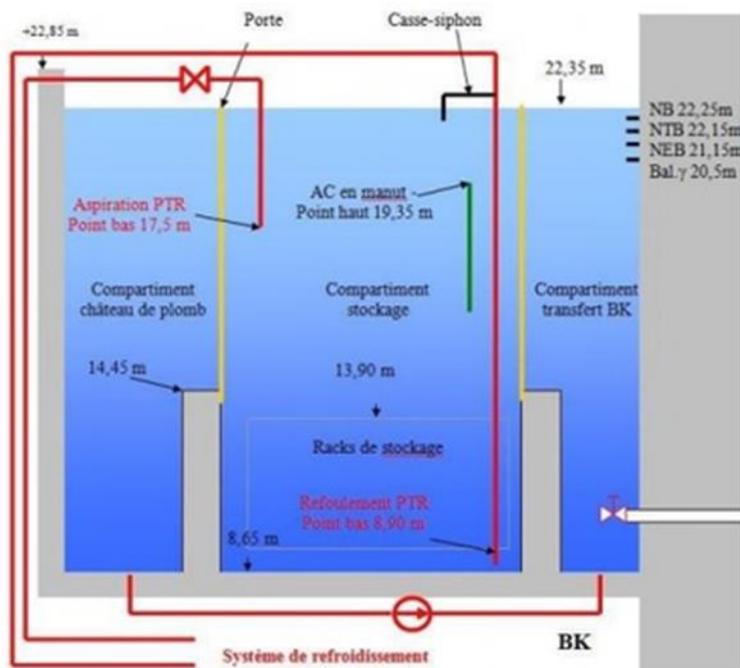


Bild 19: Kühlsystem BRENNELEMENTBECKEN (BK) /EDF 2011/

Für die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken wird das Lagerbeckenkühlsystem PTR verwendet. Dieses System kann die Nachwärme der abgebrannten Brennelemente

aus dem Lagerbecken über zwei Pumpen und zwei Wärmetauscher abführen. Auch dieses System greift auf den Kühlmittelagerbehälter PTR zurück. Bei geöffnetem Primärkreislauf kann das Lagerbeckenkühlsystem bei Ausfall des Nachkühlsystems RRA auch zur Kühlung des Reaktorkerns eingesetzt werden. Die Wärme wird über das Zwischenkühlsystem RRI und das Nebenkühlwassersystem SEC abgeführt. Die Entnahmeleitung des Beckenkühlsystems bindet gemäß Bild 19 auf einer Höhe von 17,15 m in das Lagerbecken ein und wird durch Absperrarmaturen gegen einen Wasserverlust aus dem Becken im Falle eines Rohrleitungsversagens gesichert. Die Einspeiseleitungen binden demgegenüber in einer Tiefe von 8,90 m (unterhalb der gelagerten Brennelemente) im Becken ein. Sie sind durch sogenannte Siphonbrecher (Casse-Siphon) gesichert, die einen Wasserverlust aus dem Lagerbecken durch den Saughebeefferkt bei einem Rohrleitungsversagen verhindern sollen.

- **Angaben zum anlageninternen Notfallschutz**

Schwere Unfälle waren im ursprünglichen Design der 1300 MWe Reaktoren nicht berücksichtigt. Nichtsdestotrotz verfügen alle in Betrieb befindlichen französischen 1300 MWe Reaktoren nun über Ausrüstungen und Prozeduren für das Management schwerer Unfälle (passive autokatalytische Wasserstoff-Rekombinatoren (PARs), Emergency Filtered Containment Venting System (EFCVS), Instrumentierung für schwere Unfälle ...) als Ergebnis durchgeführter Überprüfungen (PSRs, ...) /IRSN 2009/.

Der Sicherheitsstandard für schwere Unfälle für die 1300-MWe-Reaktoren wurde vom IRSN während der 3. PSR unter Berücksichtigung folgender Punkte analysiert:

- Die Häufigkeit schwerer Unfälle und die radiologischen Folgen sollten so gering wie möglich sein.
- Strategien zur Bewältigung schwerer Unfälle sollten so sicher wie möglich sein (die radiologischen Folgen außerhalb und außerhalb des Betriebsgeländes sollten so gering wie möglich sein).
- Die Robustheit der für die Bewältigung schwerer Unfälle verwendeten Geräte sollte sichergestellt werden. Es betrifft das Verhalten von Geräten unter schweren Unfallbedingungen (Druck, Temperatur, Strahlung, ...), ihren Schutz vor internen und externen Ereignissen und auch ihre Zuverlässigkeit (korrektes Verhalten der benötigten Ausrüstung unter schweren Unfallbedingungen).

In den Containments der einzelnen Blöcke sind passive, autokatalytische Rekombinatoren (RAP) für einen Abbau von Wasserstoff bei schweren Unfällen installiert. Die Anlagen verfügen über die Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung des Containments (Prozedur U5) zur Verhinderung eines Versagens des Containments durch einen langfristigen Druckaufbau. Dabei werden die Gase aus dem Containment über metallische Vorfilter, die im Reaktorgebäude untergebracht sind, und einen Sandbettfilter an die Umgebung abgegeben. Hierzu ist das manuelle Öffnen von zwei Absperrventilen, die außerhalb des Containments untergebracht sind, erforderlich. Vor Inbetriebnahme der gefilterten Druckentlastung wird das System über Batteriestrom vorgeheizt, um eine Wasserstoffexplosion im System nach Kondensation der Dampfatmosfera aus dem Containment zu vermeiden. Das System ist jenseits der Absperrventile außerhalb des Containments nicht seismisch ausgelegt⁶⁶. Die Schaltwarte bleibt nach einer gefilterten Druckentlastung verfügbar.

Bei Ausfall der Lagerbeckenkühlung ist eine Verdampfungskühlung des Lagerbeckens vorgesehen. Die Wasserverluste aus dem Lagerbecken sollen über eine Einspeisung aus dem betrieblichen Deionatsystem (SED) oder dem Feuerlöschsystem (JPP, JPD, JPI) erfolgen. Zur längerfristigen Abfuhr des anfallenden Wasserdampfs soll ein Gebäudedor von Hand geöffnet werden, bevor Druck und Temperatur im Lagerbeckengebäude über 50°C ansteigen.

Im Deionatsystem steht auf dem Anlagengelände für alle Blöcke gemeinsam ein Vorratsbehälter mit 800 m³ Deionat zur Verfügung, eine Einspeisung kann über zwei Pumpen des SED-Systems erfolgen. Die Pumpen des SED-Systems werden aus zwei verschiedenen Blöcken elektrisch versorgt, sind jedoch nicht notstromgesichert.

Das Feuerlöschsystem verfügt über blockeigene Löschwasservorräte (JPD, JPI), die teilweise (JPD) zwischen den verschiedenen Blöcken querverbunden werden können. Die Löschwasserverteilung wird pro Block über zwei notstromgesicherte Pumpen (JPP) vorgenommen, eine Blockstützung über die Pumpen eines weiteren Blocks ist möglich. Weiterhin kann auch eine elektrische Versorgung einer Pumpe über den zusätzlichen Notstromgenerator TAC hergestellt werden.

⁶⁶ Die gegenwärtigen Diskussionen zur Nachrüstung der 1300 MWe Reaktoren lassen erwarten, dass hinsichtlich einer seismischen Ertüchtigung entsprechende Entscheidungen erfolgen werden.

Anhang 2: Informationen zu Aufgaben und zum Aufbau des „Hardened Safety Core“

Seitens der Behörde ASN ist für die AKW in Frankreich der Aufbau eines „Hardened Safety Core“ gefordert worden /ASN 2013//. Zum „Hardened Safety Core“ sollen im Wesentlichen gehören:

- ein zusätzlicher (mobiler) Dieselgenerator,
- eine autarke Versorgung
- des Brennelementlagerbeckens
- der Vorratsbehälter des Notspeisesystems sowie
- des Flutbehälters des Sicherheitseinspeisesystems

aus einer ganzjährig verfügbaren Quelle - entweder einem Grundwasserbrunnen oder einem See.

Der Dieselgenerator soll die erforderliche Leistung zum Betrieb einer Notspeisewasserpumpe und einer Pumpe zur Einspeisung in den Reaktordruckbehälter bereitstellen. Weiterhin soll die Leistung ausreichend zur Versorgung der Gebäudeabschlussarmaturen sowie der Belüftung der Warte, des Hilfsanlagegebäudes und des Brennelement-Lagebeckengebäudes sein. Die zum „Hardened Safety Core“ zuzuordnenden Einrichtungen sollen gegen höhere anlagenexterne Einwirkungen ausgelegt sein als die, die der Auslegung des AKW zu Grunde lagen.

Mit dem „Hardened Safety Core“ sollen notwendige Funktionen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4 (z.B. zur primärseitigen und sekundärseitigen Kühlmittleinspeisung) und eines Notstandssystems (z.B. Verbunkerung sicherheitsrelevanter Einrichtungen) in das Sicherheitskonzept der bestehenden Anlagen in Frankreich eingefügt werden. Im Bild 20 ist ein Überblick der Einbindung des „Hardened Safety Core“ in einen AKW Block gegeben.

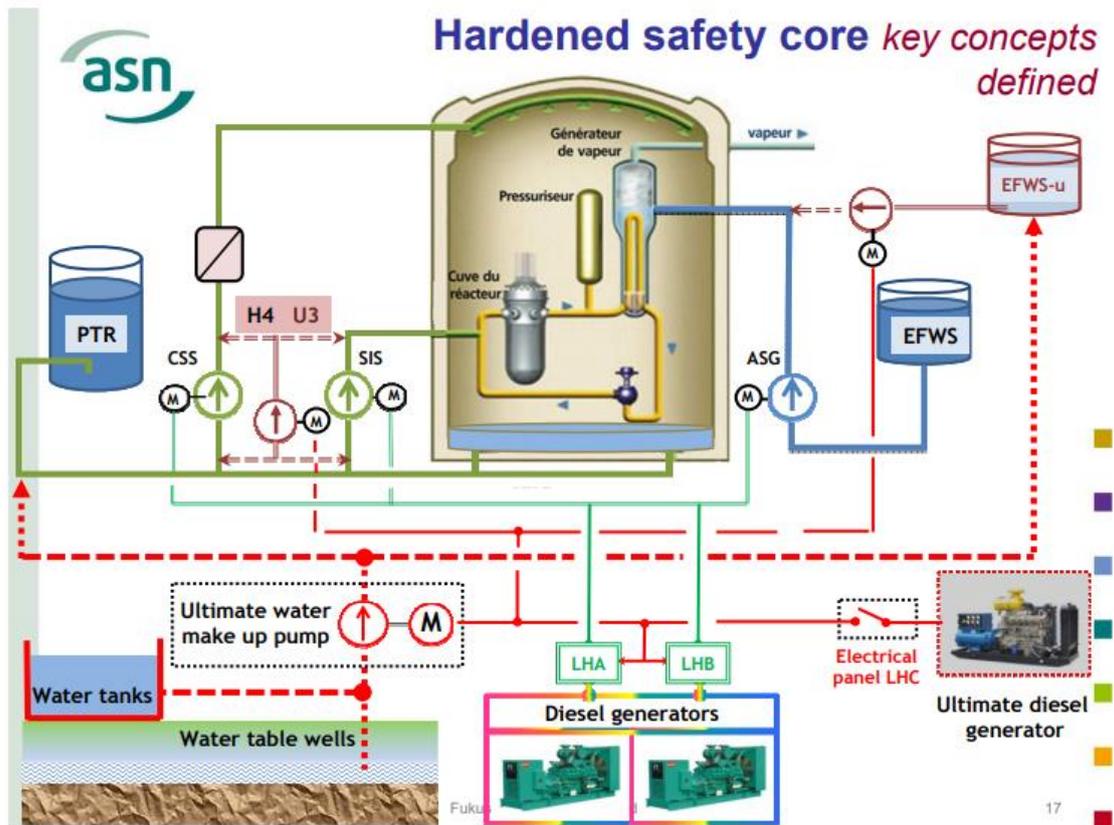


Bild 20: Überblick der Einbindung des „Hardened Safety Core“ in einen AKW Block /ASN 2013/

“In the frame of the HSC, an ultimate backup diesel generator (called “UDG”) will be added on each operating plant to improve the mitigation of station black-out situations and to allow the mitigation of SBO⁶⁷ induced by beyond design earthquake or external flooding. It must be noticed that given the timing of the industrial program of the HSC, a progressive deployment of this ultimate diesel generator and of the associated electrical distribution is scheduled.

In the short term, in order to enhance the mitigation of station black-out situations, some existing safety equipment will be power supplied by the UDG using the existing electrical distribution and an additional connection between an existing 6.6 kV switchboard and the new “LHC” switchboard. This will allow back-up power supply to some existing equipment necessary in a SBO situation such as the emergency feed water system, the minimum I&C, control room venting and lightening, some equipment necessary for the confinement function (containment isolation valves, annulus venting system, containment pressure measures...), provisions to refill the steam generators water tank, the re-flooding water storage tank and the spent fuel pool, a reactor make-up water pump, some measurements. In the final step, a dedicated electrical architecture associated with the UDG will constitute the electrical support function of the HSC. Therefore, this electrical network will be part of the HSC and will be subject to the same stringent requirements. Following a SBO accident, power supply towards the HSC will thus be performed by the UDG. Next, in order to enhance the robustness of the system in

⁶⁷ station blackout

duration, external means brought by the Rapid Nuclear Response Force may be connected to the “LHC” switchboard.

In the final stage, the electrical architecture associated with the UDG will be characterized by the integration of voltage transformation means, transportation network and low voltage sources, for instance to provide the ultimate I&C with power. It will also include electrical connections towards all the new components of the HSC as well as towards some existing equipment also included in the HSC. IRSN emphasized the importance to get a dedicated electrical distribution network to ensure independency and thus limit the potential risks of common cause failure. It raises difficulties when it comes to ensure the switching of power sources for existing equipment. New provisions are needed in order to supply the existing components that are part of the HSC with power and to switch between normal power supply sources and those of the UDG. Following the conclusions of IRSN analysis of the HSC principles, the operator will look for a technological diversification as far as 6.6 kV switchboards are concerned. A new UDG building will be implemented and will include the base of the HSC electrical architecture, namely: -the ultimate diesel generator UDG, -the 6.6 kV switchboard "LHC", -380 V panel board feeding I&C of the UDG and the auxiliaries of UDG. On many units, the local difficulties to settle the UDG building potentially result in a remote location from the nuclear island. Therefore, an additional electrical building closer to the HSC components will house the low voltage electrical distribution of the new equipment and of the ultimate I&C of the HSC” (Bild 21).

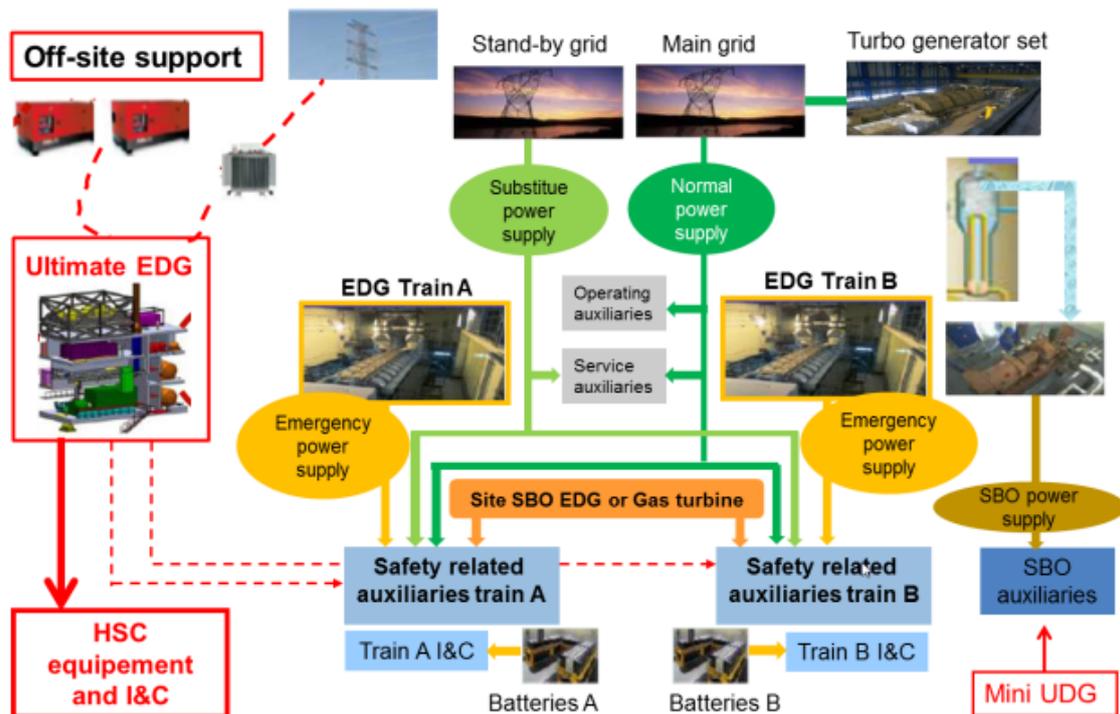


Bild 21: Future electrical architecture on French PWRs including Ultimate Diesel Generators /IRSN 2015/