

Kritische Bewertung der generischen Anforderungen der französischen Autorité de sûreté nucléaire (ASN) für die Laufzeitverlängerung der 900 MWe Reaktoren in Frankreich

Inhalt

1	Erläuterung des Auftrags zur kritischen Bewertung der generischen Anforderungen der Autorité de sûreté nucléaire (ASN) für die Laufzeitverlängerung der 900 MWe Reaktoren in Frankreich	3
2	Erläuterungen zu den Baulinien der 900 MWe AKW mit Druckwasserreaktoren (DWR) in Frankreich	4
3	Stand der Anforderungen an die Anlagensicherheit, die einem Betrieb der 900 MWe Anlagen über die ursprüngliche Laufzeit hinaus (Laufzeitverlängerung-LTO) zu Grunde zu legen sind.....	6
3.1	Generelle Anmerkungen.....	6
3.2	Überblick über grundlegende Anforderungen an die Anlagensicherheit, die einem Betrieb der 900 MWe Anlagen über die ursprüngliche Laufzeit hinaus mindestens zu Grunde zu legen wären:	12
3.3	Mindestanforderungen, die zu den bekannten sicherheitsrelevanten Schwachpunkten bei den 900 MWe Reaktoren in Frankreich zu stellen sind.....	13
4	Umsetzung der aktuell gültigen Sicherheitsanforderungen bei den französischen AKW mit 900 MWe Reaktoren in Vorbereitung auf die LTO auf der Grundlage des in Frankreich praktizierten Konzepts der periodischen Sicherheitsüberprüfungen.....	16
4.1	Bisherige und im Weiteren bei den 900 MWe Reaktoren in Frankreich vorgesehene Nachrüstungen.....	18
4.2	Kritische Bewertung des durch Nachrüstung bei den französischen 900 MWe Reaktoren erreichbaren Sicherheitszustandes.....	18

5	Zusammenfassung	28
6	Literatur	31

Anhang 1: Anlageninformationen zu den AKW mit 900 MWe Reaktoren in Frankreich

Anhang 2: Übersicht über bereits erfolgte und auch noch im Weiteren vorgesehene wesentliche Nachrüstungen bei den 900 MWe AKW in Frankreich

Autor: Prof. Manfred Mertins im Auftrag von Greenpeace Frankreich

Januar 2021

1 Erläuterung des Auftrags zur kritischen Bewertung der generischen Anforderungen der Autorité de sûreté nucléaire (ASN) für die Laufzeitverlängerung der 900 MWe Reaktoren in Frankreich

Die Verlängerung der Laufzeit der in Betrieb befindlichen AKW¹ mit 900 MWe Reaktoren in Frankreich steht aktuell auf der Tagesordnung.

Die zur Laufzeitverlängerung anstehenden AKW mit 900 MWe Reaktoren in Frankreich sind Ende der 1960-er/Anfang der 1970-er Jahre ausgelegt und auf diesen Grundlagen errichtet worden. Erkenntnisse aus den Atomkatastrophen in Three Mile Island in den USA, Tschernobyl in der ehemaligen Sowjetunion und Fukushima in Japan, die jeweils zu erheblichen Verschärfungen bestehender Sicherheitsanforderungen führten, konnten natürlicherweise nicht in die Auslegung 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 /19/. Die seitens der französischen Behörde ASN erstellten Anforderungen an die Laufzeitverlängerung der 900 MWe AKW in Frankreich sind kürzlich auf der ASN Homepage unter dem Titel „Consultation du public sur les conditions de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà de

¹ AKW: Atomkraftwerk

40 ans“² veröffentlicht worden. Weitere Informationen zum Nachrüstumfang dieser Reaktoren sind auf einer EdF-Homepage³ zu finden.

Das für AKW, die über die ursprüngliche Betriebszeit von ca. 40 Jahren hinaus betrieben werden sollen, zu erreichende Sicherheitsniveau soll sich, auch in Übereinstimmung mit Verlautbarungen von ASN und EdF (sh. hierzu Kapitel 3), insbesondere an den von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im September 2014 veröffentlichten „WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors“ orientieren. Von Bedeutung sind weiterhin die von ASN in Frankreich festgelegten Anforderungen an den EPR⁴, soweit sie den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentieren. Orientierung bilden auch die diesbezüglichen Empfehlungen der IAEA.

Im Weiteren soll festgestellt und bewertet werden, inwieweit die Anforderungen der ASN an die Laufzeitverlängerung der französischen 900 MWe Reaktoren den aktuellen Anforderungen an AKW gerecht werden.

2 Erläuterungen zu den Baulinien der 900 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 Bau. Die in Frankreich sich in Betrieb befindlichen Anlagen sind in den Jahren vor 2000 ausgelegt, errichtet und in Betrieb genommen worden. Als letzter Reaktor wurde Civeaux-2 in 1999 in Betrieb genommen.

Als erste Reaktoren der sogenannten CP0-Baulinie wurden 1977 und 1978 die beiden Blöcke des AKW Fessenheim in Betrieb genommen, die vier weiteren CP0-Reaktoren

² <https://www.asn.fr/Reglementer/Participation-du-public/Installations-nucleaires-et-transport-de-substances-radioactives/Participations-du-public-en-cours/Conditions-de-la-poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-900-MWe-au-dela-de-40-ans>

³ Réévaluation de sûreté, <https://concertation.suretenucleaire.fr/projects/volet-risque-section-reevaluation/consultation/accidents-avec-fusion-du-coeur/opinions/propositions-dedf/mise-en-place-dun-dispositif-de-stabilisation-du-corium-sous-la-cuve-du-reacteur-pour-gerer-un-accident-avec-fusion-partielle-ou-totale-du-coeur-du-reacteur>
EdF: Électricité de France

⁴ EPR – European Pressurized Reaktor

befinden sich im AKW Bugey. AKW der Linie CP0 sind in Doppelblockbauweise ausgeführt. Das Design der CP0-Baulinie geht zurück auf die Westinghouse-Auslegung der 1970er Jahre unter Verwendung eines "3-loop"-Designs. Die elektrische Nettoleistung beträgt ca. 900 MWe (thermische Leistung ca. 2660 MW pro Reaktorblock). Die Wärme des Primärkreises wird über drei Dampferzeuger an den Sekundärkreis überführt, mit dem dort erzeugten Dampf wird die Turbine betrieben.

Die vier CP0 Reaktoren in Bugey sowie die 28 Reaktoren der nach der CP0-Baureihe folgenden CPY-Baureihe mit einer elektrischen Nettoleistung von ca. je 900 MWe sind in Frankreich nach wie vor in Betrieb. Jeweils 4 Reaktoren sind in den Standorten Bugey, Blayais, Dampierre-en-Burly, Tricastin, Chinon B und Cruas in Betrieb. Sechs Reaktoren befinden sich auf dem Standort Gravelines und zwei Reaktoren auf dem Standort Saint-Laurent-des-Eaux. Die beiden CP0 Reaktoren in Fessenheim sind mittlerweile abgeschaltet.

Bei den Reaktorgebäuden der 900 MWe Reaktoren handelt es sich um einwandige Spannbetoncontainments mit innerer Dichthaut. Sie weisen einen Auslegungsdruck von 5 bar absolut auf. Wegen der gewählten Standardisierung der CP0 und CPY Anlagen sind diese Anlagen weitestgehend ähnlich. Das AKW Cruas weicht erdbebenbedingt davon ab. Weitere Anlageninformation zu den französischen 900 MWe AKW befinden sich in der Anlage 1 zu diesem Bericht.

Die Unterschiede innerhalb der CPY-Baulinie der französischen AKW mit 900 MWe Reaktoren sind in aller ersten Linie ausführungstechnisch, nicht jedoch sicherheitstechnisch begründet: „The CPY series differs from the CP0 series in terms of building design (in particular, the containment building was modified to facilitate operations), siting of the engineered safety systems (which were modified to increase the independence of the systems' trains and increase their reliability) and more flexible reactor control (particularly via the use of control rods and the addition of control rods with less neutron-absorbing capacities). In the case of the CP2 reactors, the orientation of the control room was shifted by 90 degrees to prevent projectiles generated by rupture of the turbine generator from damaging the reactor containment vessel" /1, 27/.

Die Brennelement-Lagerbecken der CP0 und CPY-Anlagen befinden sich außerhalb der Reaktorgebäude in eigenen, an die Reaktorgebäude angrenzenden Lagerbeckengebäuden. Die Becken sind für Brennelemente bis zu einem maximalen Abbrand von je etwa 52 GWd/t, mit einer maximalen Abklingleistung von insgesamt je ca. 6,5 MW ausgelegt.

Der Schutzgrad der Brennelement-Lagerbecken in Bezug auf externe Einwirkungen ist im Vergleich mit dem der Reaktorgebäude deutlich geringer.

Zur Zeit der Designphase der CP0 und CPY Reaktoren Ende 1960er/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, bei 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.

3 Stand der Anforderungen an die Anlagensicherheit, die einem Betrieb der 900 MWe Anlagen über die ursprüngliche Laufzeit hinaus (Laufzeitverlängerung-LTO) zu Grunde zu legen sind

3.1 Generelle Anmerkungen

Seitens IAEA ist gefordert, dass über die gesamte Betriebsdauer einer kerntechnischen Einrichtung ein Höchstmaß an Sicherheit, das vernünftigerweise erreichbar ist, praktiziert wird⁵ /2, dort Sicherheitsprinzip 5/.

⁵ "Protection must be optimized to provide the highest level of safety that can reasonably be achieved." /2/

Im internationalen Rahmen sind von der IAEA die „IAEA Safety Standard Series“⁶ entwickelt worden, die insbesondere nach dem Unfall im japanischen AKW Fukushima einer intensiven Überprüfung und Fortschreibung unterzogen wurden. Die „IAEA Safety Standard Series“ sind als Empfehlungen zu Anforderungen an die Sicherheit von AKW⁷ an die IAEA Mitgliedstaaten anzusehen und stellen den internationalen Konsens zu Anforderungen an die Sicherheit von AKW, auch von in Betrieb befindlichen, dar.

Im europäischen Rahmen sind von WENRA die „WENRA Safety Issues“ /4/ erarbeitet und vorgeschlagen worden. Die „WENRA Safety Issues“ basieren inhaltlich auf den Empfehlungen der „IAEA Safety Standard Series“. Die „WENRA Safety Issues“ sind als ein harmonisierter europäischer Sicherheitsstandard für AKW anzusehen. In der EU-Sicherheitsdirektive /5/ werden demgemäß die „WENRA Safety Issues“ /4/ als Bezugsmaß für den zu gewährleistenden Stand der Sicherheit von AKW und dessen regelmäßiger Bewertung erläutert.

Inhaltlich untersetzt sind die „WENRA Safety Issues“ durch die sog. WENRA Reference Level (WENRA Ref.-Level)⁸ /4/ für in Betrieb befindliche AKW.

In einem Statement der französischen Behörde ASN vom 07.07.2010 zur Sicherheit künftiger AKW /3/ 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 N4⁹ reactor anymore.”“

Weiter heißt es in /3/: „One of the major ASN concerns is to achieve harmonization based on the best nuclear safety and radiation protection levels worldwide. We do not want a “two-speed” safety and we continue to promote at European and international levels

⁶ <http://www-ns.iaea.org/standards/>

⁷ Wenn hier im Bericht von der Sicherheit von AKW gesprochen wird sind dabei auch immer die Anforderungen an die Sicherheit der Brennelementlagerung mit einbegriffen.

⁸ Es existieren zu insgesamt 19 sicherheitsrelevanten Themen („Issues“) WENRA Ref.-Level

⁹ „N4 reactors are the most recent nuclear reactors that were built in France, at Chooz and Chivaux.“ /3/

safety objectives that take into account the lessons learnt from Three Mile Island, Chernobyl and September 11, 2001 events.”

In der französischen “Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations” /6/, dort Article 1.2/ ist festgelegt, dass die Sicherheit auf der Grundlage des aktuellen Wissensstandes, jedoch unter Beachtung wirtschaftlicher Aspekte, nachgewiesen sein muss¹⁰.

In einer ASN Information Notice vom 29. 05. 2012 /7/ heißt es mit Bezug auf /6/ und die Implementierung der WENRA Reference Level in das französische Regelwerk: „This order introduces into French law a number of "reference levels" established by the Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA). These "reference levels" take into consideration the most recent IAEA standards and the most stringent approaches applied in the countries concerned. They represent a common foundation for the harmonisation of international practices.”

Aktuell befindet sich in Frankreich der EPR in der Phase der Errichtung. Der EPR verfügt über ein sog. evolutionäres Sicherheitskonzept¹¹ und wird auch als Reaktor der 3. (Sicherheits-) Generation (Generation III+) bezeichnet /8/. Insbesondere soll ein beim EPR eingebauter Core-Catcher dem Auffangen und Abkühlen einer eventuellen 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 /9/ gelten, als dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend in Frankreich anzusehen sind¹².

Seitens ASN ist in /10, 29/ in Bezug auf die in Frankreich in Betrieb befindlichen AKW beschrieben, dass als Voraussetzung für einen Betrieb dieser AKW über die ursprüng-

¹⁰ “in view of the state of knowledge, practices and the vulnerability of the environment, enable the risks and drawbacks mentioned in article L. 593-1 of the environment code /11/ to be brought to as low a level as possible under economically acceptable conditions.” /6/

¹¹ Erläuterungen hierzu in /8/

¹² Sh. hierzu die Erläuterungen von ASN in /12/, wonach bei den durchzuführenden periodischen Sicherheitsüberprüfungen als Bezugs-Maßstab die Anforderungen an den EPR heranzuziehen sind.

lich vorgesehene Betriebsdauer von 40 Jahren hinaus ein stark verbessertes Sicherheitsniveau zu erreichen sei. Als ein diesbezüglicher Bezug ist das Sicherheitskonzept des EPR angegeben worden. Konkret heißt es hierzu in /10/: „EDF wishes to extend the operating life of its reactors currently in service well beyond forty years, the service life posited at their initial design stage. In the future, this fleet would function alongside new EPR or equivalent type reactors, meeting considerably strengthened safety requirements. The continued operation of the current reactors beyond forty years must therefore be examined taking account of the existence of safer technology. There are then two objectives. The licensee must first of all demonstrate the compliance of the reactors with the applicable regulations, more specifically by analysing and processing the problems of equipment ageing and obsolescence. It must also improve their level of safety with respect to the requirements applicable to the new reactors.”

Dieser Ansatz, nämlich bei den periodischen Sicherheitsüberprüfungen französischer AKW die Anforderungen an den EPR als sicherheitstechnisches Maß heranzuziehen, ist seitens ASN auch bei ENSREG erläutert worden /12, dort S. 12/ (Basis: „New reactors standards (“Technical guidelines for design and construction of the next generation of nuclear power plants with pressurized water reactors”)”). Siehe hierzu auch aktuelle Verlautbarungen der französischen GPR¹³ /30/.

Im Jahresbericht 2014 zum Stand der nuklearen Sicherheit der französischen AKW /13/ hat diesbezüglich die französische Aufsichtsbehörde ASN die Notwendigkeit weiterer Verbesserungen angemahnt „In accordance with the Environment Code, all French nuclear facilities must undergo a ten-yearly periodic safety review. On this occasion, the facility’s conformity with its baseline safety requirements¹⁴ is checked. Improvements must be made to bring it closer into line with the best safety standards.”.

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 IRSN¹⁵, in der dargelegt wird, dass die französischen Anlagen bei einem längerfristigen Betrieb an das Sicherheitsniveau des EPR anzupassen wären /14/ („the enhancement of the safety level

¹³ GPR - Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires

¹⁴ Baseline safety requirements – Anforderungen, resultierend aus den jeweils geltenden Regeln /16/

¹⁵ IRSN- Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire

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 /15/ („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 /17/ („take into account as reference the GEN 3 safety objectives, like EPR”). Dieser Ansatz wurde als eine Voraussetzung für einen längerfristigen Betrieb durch EDF bei einer ENSREG Veranstaltung am 29.06.2017 in Brüssel bekräftigt: “A stringent requirement from French Nuclear Safety Authority: strive to reach nuclear safety objectives for generation 3 reactors“ /18/¹⁶.

Als grundlegendes Ziel für die Sicherheit von AKW unter Einbeziehung aller Maßnahmen und Einrichtungen des gestaffelten Sicherheitskonzepts gilt nach /20/:

„Plant event sequences that could result in high radiation doses or in a large radioactive release have to be ‘practically eliminated’ and plant event sequences with a significant frequency of occurrence have to have no, or only minor, potential radiological consequences. An essential objective is that the necessity for off-site protective actions to mitigate radiological consequences be limited or even eliminated in technical terms, although such measures might still be required by the responsible authorities.”

Dieses grundlegende Sicherheitsziel hinsichtlich der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit gilt nach /20/ generell für die in Errichtung befindlichen AKW. In Bezug auf bestehende AKW gelten die zur Erreichung dieses Ziels maßgeblichen Anforderungen als Prüfmaßstab und somit als Maßstab für entsprechende Nachrüstungen.

Die Frage der praktischen Anwendung dieses Prüfmaßstabes auf bestehende AKW war Gegenstand intensiver Befassungen bei WENRA. Von Bedeutung hierzu ist ein WENRA Papier von Ende März 2017 mit dem Titel “Timely Implementation of Reasonably Practicable Safety Improvements to Existing Nuclear Power Plants” /13/¹⁷. Demnach sind bei den sich in Betrieb befindlichen AKW solche Bewertungsmaßstäbe anzuwenden, die jeweils dem aktuellen Stand entsprechen. Für die in Betrieb befindlichen AKW besteht

¹⁶ Diese Aussage bezieht sich konkret auf die 900 MWe AKW.

¹⁷ Dieses Papier dient der Interpretation von Article 8a der EU Nuclear Safety Directive /5/

somit die Aufgabe, demgegenüber gegebenenfalls vorhandene Abweichungen festzustellen sowie zu deren Beseitigung entsprechende Nachrüstkonzepte zu entwickeln und, soweit angemessen und erreichbar, praktisch umzusetzen. Der Nachweis der Sicherheit darf dabei nicht zu Lasten der erforderlichen Auslegungsreserven erfolgen.

In vergleichbarer Weise äußert sich die IAEA in den „Safety Standards Series“. In Bezug auf die Anwendung der aktuell von der IAEA empfohlenen Sicherheitsanforderungen /20/ auf bestehende AKW wird, wie auch bei WENRA, ausgeführt, dass die Bewertung der Sicherheit des jeweiligen AKW sich an den aktuellen Sicherheitsanforderungen orientieren soll: “For the safety analysis of such designs¹⁸, it is expected that a comparison will be made with the current standards, for example as part of the periodic safety review for the plant, to determine whether the safe operation of the plant could be further enhanced by means of reasonably practicable safety improvements.” /20, dort 1.3/.

In der eben zitierten Unterlage von WENRA /21/ wird zur Erläuterung von „reasonably practicable“ ausgeführt:

„The concept of reasonable practicability is directly analogous to the ALARA principle applied in radiological protection, but it is broader in that it applies to all aspects of nuclear safety. In many cases adopting modern standards and practices in the nuclear field will be sufficient to show achievement of what is “reasonably practicable”. For existing reactors, where a modern standard or good practice associated with new reactors is not directly applicable, or cannot be fully implemented, alternative safety or risk reduction measures (design and/or operation) to prevent or mitigate radioactive releases should be sought and implemented unless the utility is able to demonstrate that the efforts to implement them are disproportionate to the safety benefit they would confer. The degree of rigour and confidence in the outcome of such a demonstration should take account of nature and scale of the shortfall to modern standards that the measure would have addressed.”

Aus den Darlegungen folgt, dass als Maßstäbe für die Bewertung in Betrieb befindlicher AKW die Standards heranzuziehen sind, die dem jeweiligen Stand von Wissenschaft

¹⁸ Gemeint sind hier die sich in Betrieb befindlichen AKW.

und Technik entsprechen. Für die Gruppe der AKW mit 900 MWe Reaktoren in Frankreich wären demnach auch die Anforderungen heranzuziehen und anzuwenden, die aktuell für den EPR /9/ gelten.

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

3.2 Überblick über grundlegende Anforderungen an die Anlagensicherheit, die einem Betrieb der 900 MWe Anlagen über die ursprüngliche Laufzeit hinaus mindestens zu Grunde zu legen wären:

- Das grundlegende, und somit als Sicherheitsmaßstab dienende Sicherheitsziel lautet gemäß EU-Sicherheitsdirektive /5/, dort Artikel 8a/:
„Die Mitgliedstaaten stellen sicher, dass der nationale Rahmen für die nukleare Sicherheit vorschreibt, dass kerntechnische Anlagen mit dem Ziel ausgelegt, errichtet, in Betrieb genommen, betrieben und stillgelegt werden und ihr Standort mit dem Ziel zu wählen ist, Unfälle zu vermeiden und im Fall eines Unfalls dessen Auswirkungen abzumildern und Folgendes zu vermeiden:
a) frühe Freisetzungen von radioaktivem Material, die anlagenexterne Notfall-schutzmaßnahmen erfordern würden, für deren Umsetzung nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht;
b) große Freisetzungen von radioaktivem Material, die Schutzmaßnahmen erfordern würden, die weder örtlich noch zeitlich begrenzt werden könnten.“
- Gemäß Artikel 8a(2b) der EU-Sicherheitsdirektive /5/ 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 /21/ 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 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.

3.3 Mindestanforderungen, die zu den bekannten sicherheitsrelevanten Schwachpunkten bei den 900 MWe Reaktoren in Frankreich zu stellen sind

- **naturbedingte externe Einwirkungen:**
 - Gemäß WENRA Ref.-Level T4.2 /3/ sind kerntechnische Anlagen gegen naturbedingte Einwirkungen (wie Erdbeben, Überflutung) mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von mindestens 10^{-4} pro Jahr auszulegen. Das ermittelte Bemessungsereignis soll mit historischen Ereignissen abgeglichen werden.
 - 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.
 - Die Robustheit des AKW soll auch für auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen gezeigt werden.
 - „Cliff-edge“ Effekte¹⁹ sind auszuschließen.
- **zivilisationsbedingte 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 /9/ 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.

¹⁹ “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.” /2/

- Die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementbecken müssen auch für den Fall eines größeren oder auslegungsüberschreitenden Flugzeugabsturzes sichergestellt sein.
- **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 Sicherheitssystemen während des Betriebes eines AKW zu keiner signifikanten Beeinträchtigung der Zuverlässigkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion unter solchen Betriebsbedingungen führen²⁰.
 - Der Einzelfehler ist grundsätzlich auch auf passive Komponenten 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.
- **Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache:**
 - Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt so aufzustellen oder so zu schützen sind, dass ein redundanzübergreifender Ausfall im Falle interner (z.B. Brand, interne Überflutung) oder externer (z.B. Erdbeben, Überflutung) übergreifender Einwirkungen verhindert wird.

²⁰ Die Erfüllung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltung im laufenden Betrieb wird lt. WENRA Anforderung E10.7 /3/ 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 nicht beeinträchtigt ist.

- 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 Einrichtungen absichern.
- **Unabhängige Wirksamkeit der Sicherheitsebenen**
 - Im Gestaffelten Sicherheitskonzept 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.
 - Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme. Fehler in Hilfs- und Versorgungssystemen dürfen die Erfüllung von Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigen.
- **Unabhängigkeit von Reaktorblöcken bei Mehrblockanlagen**
 - Sicherheitssysteme sollen grundsätzlich jeweils nur blockbezogen wirksam sein. Eine Blockstützung ist zusätzlich vorzusehen.
 - Hilfs- und Versorgungssysteme, sofern sie zur Funktion des jeweiligen Sicherheitssystems erforderlich sind, unterliegen den Anforderungen an Sicherheitssysteme.
- **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“ /20/) 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, da an das Sicherheitssystem besonders hohe Anforderungen an die Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie an Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile gestellt werden. Im Falle von Defiziten auf der Sicherheitsebene 3 muß zunächst eine substantielle Verbesserung der Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems erreicht werden.

4 Umsetzung der aktuell gültigen Sicherheitsanforderungen bei den französischen AKW mit 900 MWe Reaktoren in Vorbereitung auf die LTO auf der Grundlage des in Frankreich praktizierten Konzepts der periodischen Sicherheitsüberprüfungen

Die Zustimmung für ein AKW zur LTO in Frankreich hängt insbesondere von den Ergebnissen einer Überprüfung der Anlagensicherheit in Bezug auf dessen aktuelle Alterungssituation, der Alterungsprognose für die beabsichtigte LTO sowie von den sicherheitsgerichteten Bedingungen, die für die LTO zu erreichen und zu erfüllen sind, ab. Insbesondere sind dabei die Strukturen, Systeme und Komponenten (Structures, Systems and Components - SSCs) einer vertieften Bewertung zu unterziehen, die zur Erfüllung der Sicherheitsfunktionen auf allen Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts erforderlich sind. Von Bedeutung ist dabei eine erforderliche Erhöhung des Sicherheitszustandes im Abgleich zu den Anforderungen, die an neu zu errichtenden Anlagen zu stellen sind.

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 periodische Sicherheitsüberprüfung soll dabei Ergebnisse liefern, die es ermöglichen zu überprüfen, ob

- der Betrieb des AKW den Bedingungen der Genehmigung entspricht und
- das jeweilige AKW aktive Vorhaben durchführt, um das Sicherheitsniveau kontinuierlich zu erhöhen unter Bezugnahme auf moderne Sicherheitsstandards und internationalen Empfehlungen. Es sollen dabei alle vernünftigerweise realisierbaren Verbesserungen durchgeführt werden.

Periodische Sicherheitsüberprüfungen dienen insoweit nicht nur der Bestätigung eines vorhandenen Sicherheitsniveaus, sondern sollen auch Maßnahmen zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus ausweisen.

Die französische Strategie zur LTO ist in Kapitel 3 dieser Studie dargelegt worden. An dieser Stelle aber noch einmal der Bezug zu einem ASN Report aus 2016 zu diesem Sachverhalt /10/: „EDF wishes to extend the operating life of its reactors currently in service well beyond forty years, the service life posited at their initial design stage. In the future, this fleet would function alongside new EPR or equivalent type reactors, meeting considerably strengthened safety requirements. The continued operation of the current reactors beyond forty years must therefore be examined taking account of the existence of safer technology. There are then two objectives. The licensee must first of all demonstrate the compliance of the reactors with the applicable regulations, more specifically by analysing and processing the problems of equipment ageing and obsolescence. It must also improve their level of safety with respect to the requirements applicable to the new reactors.”

Dem folgend, muss eine Zustimmung zu einer LTO eines AKW eine überprüfbare deutliche Erhöhung des Sicherheitsniveaus mit dem Ziel der Angleichung an das von Neuanlagen voraussetzen. Der durch Alterung oder Veralten bedingte Zustand der für die Sicherheit erforderlichen SSCs muss ein für eine LTO erforderliches Niveau aufweisen.

4.1 Bisherige und im Weiteren bei den 900 MWe Reaktoren in Frankreich vorgesehene Nachrüstungen

Gründe für Nachrüstungen sind unterschiedlicher Natur. Nachrüstungen können durch die Behörde gefordert werden, sie können aber auch notwendig werden auf der Grundlage einer Auswertung und Übertragung der Erfahrungen mit AKW im In- und Ausland sowie neuer sicherheitstechnisch relevanter Erkenntnisse.

In Frankreich wurden diese Gründe ergänzt durch die Ergebnisse aus den periodisch, in einem Abstand von 10 Jahren durchzuführenden Sicherheitsüberprüfungen.

Eine Übersicht über bereits erfolgte und auch noch im Weiteren vorgesehene wesentliche Nachrüstungen bei den 900 MWe AKW in Frankreich enthält Anhang 2 zu diesem Bericht.

4.2 Kritische Bewertung des durch Nachrüstung bei den französischen 900 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 fordern, dass bei den AKW mit 900 MWe Reaktoren nach dem 4. Sicherheitsüberprüfungszyklus der periodischen Sicherheitsüberprüfung, also nach Erreichen der projektierten Lebensdauer von 40 Jahren Betriebszeit, für den Fall einer LTO ein Sicherheitsniveau ausgewiesen wird, das dem Sicherheitszustand einer Neuanlage weitestgehend entspricht. Gleichzeitig ist nachzuweisen, dass die Sicherheit für die Zeitdauer der beabsichtigten Verlängerung der Betriebszeit über die projektierte Lebensdauer hinaus in Übereinstimmung mit den jeweils geltenden, sich weiter entwickelnden Standards bleibt.

Angesichts des bereits erreichten Nachrüststandes sowie der im Weiteren vorgesehenen Maßnahmen wird der Sicherheitsstand der 900 MWe Reaktoren wie folgt eingeschätzt:

- Die bisher durchgeführten und im Weiteren vorgesehenen Nachrüstmaßnahmen tragen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit von Strukturen, Systemen und Komponenten der jeweiligen 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 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“)) sowie auf eine punktuelle Milderung von Auswirkungen möglicher Kernschmelzszenarien.
Maßnahmen sind auch auf die weitere Verbesserung der Sicherheitskultur gerichtet.
- Bestehende grundlegende Defizite bei den 900 MWe Reaktoren gegenüber geltenden Anforderungen bleiben jedoch weiterhin bestehen. Sie betreffen

- Defizite hinsichtlich der Erfüllung von aktuell geltenden Anforderungen in Bezug auf die Beherrschung von Störfällen (Sicherheitsebene 3):

Weiter bestehende Defizite betreffen die unvollständige Redundanz bei den Sicherheitssystemen, die nicht durchgängige Unabhängigkeit der Sicherheitssysteme sowie Defizite bei der Gewährleistung der Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen.

Bisher nicht aufgezeigt, jedenfalls nicht in einer öffentlich zugänglichen Unterlage, wurde, inwieweit die für den EPR geltende Referenz an Ereignissen, Störfällen, Unfällen sowie extremen Zuständen²¹ als Grundlage für die Nachrüstung der 900 MWe Reaktoren herangezogen wurde.

- den Schutz der AKW gegen naturbedingte übergreifende Einwirkungen, insbesondere hinsichtlich eines möglichen Eintretens extremer, über die Auslegung deutlich hinausgehender Einwirkungen:

²¹ Plant Conditions Category 2 (PCC 2), Reference incidents: Plant Conditions Category 3 (PCC 3), Reference accidents: Plant Conditions Category 4 (PCC 4), Multiple failures conditions Risk Reduction Category A (RRC-A), Protection measures against core melt scenarios (RRC-B)

Die unzureichende Auslegung der französischen AKW gegen naturbedingte Einwirkungen wird nachdrücklich in /31/ dargelegt²²: „The number of serious incidents on reactors has increased significantly since 2017..... A majority of serious incidents related to the risk of earthquakes.“

Ein starkes Erdbeben ereignete sich vor einigen Jahren u.a. in der Nähe des AKW Tricastin mit der Gefahr eines Bruchs des Staudamms des Donzère-Mondragon-Kanals. Das AKW Tricastin befindet sich etwa sechs Meter unterhalb des Kanals. Eine Überschwemmung hätte gravierende Folgen für die Sicherheit des AKW.

In einer Analyse meldepflichtiger Ereignisse des AKW Cattenom²³ wird gezeigt, dass insbesondere die Notstromversorgung französischer AKW in einem hohen Grad anfällig gegen Lasten aus Erdbeben ist. Diese Erfahrung gilt auch für die 900 MWe Reaktoren.

Hinsichtlich der Gefährdungen durch Erdbeben und Überflutung könnte durch die bereits durchgeführten sowie noch vorgesehenen Nachrüstmaßnahmen das durch WENRA angegebene Ziel (Reference Level T 4.2 und T 4.3) erreichbar sein. Auslegungsbedingte Sicherheitsreserven dürfen hier jedoch nicht zum Nachweis der Sicherheit einbezogen werden. Der Nachweis selbst soll auf deterministischem Wege erfolgen. Ein abschließender Nachweis über die Erfüllung der WENRA Referenzlevel T4.2 und T4.3 für die einzelnen Standorte der 900 MWe Reaktoren ist jedoch öffentlich nicht verfügbar.

Im Falle extremer, deutlich über die Auslegung hinausgehender Einwirkungen soll die Kühlung wichtiger Komponenten durch das gegenüber

²² „The majority of serious incidents in the EDF nuclear stockpile over the past decade have been linked to the vulnerability of reactors in the event of an earthquake, while an earthquake near the Cruas (Ardèche) and Tricastin (Drôme) nuclear power plants in 2019 could cause an increased reassessment of seismic risk in France, the note warns. Seismic risk particularly affects the emergency diesel engines of nuclear power plants, which provide, in the event of a failure, the electricity needed to cool radioactive fuel. Of the 17 incidents recorded by the ASN between 2010 and 2020, 10 involved emergency diesels. But by tracking the IAEA's incident-reactor torque classification, 67 incidents involved emergency diesels. Incidents that almost all occurred between 2017 and 2020.“ /31/

²³ https://mueef.rlp.de/fileadmin/mulewf/Themen/Energie_und_Strahlenschutz/Strahlenschutz/Meldepflichtige_Ereignisse_Cattenom_Stand02012019.pdf
Anmerkung: Beim AKW Cattenom handelt es sich um ein AKW des Typs P'4 (1300MWe)

der übrigen Anlage stärker ausgelegte Notstandssysteme „Hardened Safety Core“ sichergestellt sein. Die Anlage selbst ist jedoch gegen solche Einwirkungen nicht ausgelegt und verbleibt auf diesem unzulässigen Zustand. Es bleibt offen, wie unter solchen Bedingungen eine sichere Wärmeabfuhr langfristig erfolgen kann. Es ist insoweit fraglich, wie der nach WENRA Reference Level T.6 erforderliche Schutz der Anlage gegen extreme Einwirkungen erreicht werden kann.

Dabei ist auch davon auszugehen, dass der bereits eingetretene Wandel des Klimas Einfluss auf Intensität und Häufigkeit des Wirksamwerdens zumindest eines Teils der genannten Einwirkungen (z.B. langandauernde hohe Temperaturen, extreme Regenfälle, extreme Stürme, ...) hat.

- Schutz der AKW gegen zivilisationsbedingte Einwirkungen, insbesondere hinsichtlich des Absturzes eines gegenüber der Auslegung deutlich größeren Flugzeugs:

Der Grundsatz der 900 MWe AKW besteht aufgrund der Auslegung gegen einen unfallbedingten Flugzeugabsturz lediglich auf dem Niveau eines kleinen Geschäftsflugzeugs. Damit weisen die Anlagen nur eine geringe Robustheit bei den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden und Einrichtungen auf.

Kommt es bei einem Flugzeugabsturz zu einem Durchschlagen von Wänden (z.B. des Lagerbeckengebäudes) kann dies zu einem (vollständigen) Wasserverlust aus dem Lagerbecken führen. In diesem Fall ist eine Kühlung der Brennelemente nicht mehr länger möglich.

Die Auslegung der 900 MWe AKW 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 Standorte vor.

Kommt es zu einem unfallbedingten Flugzeugabsturz 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.

Erwähnenswert in diesem Zusammenhang ist, dass Im Lagerbeckengebäude mitigative Notfallmaßnahmen zur Aktivitätsrückhaltung praktisch nicht durchführbar sind.

- Erhöhung bzw. Vervollständigung des Umfangs des anlageninternen Notfallschutzes:

Aus den Erkenntnissen des Reaktorunfalls in Fukushima und der in der Folge durchgeführten Sicherheitsanalysen 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“²⁴ erlassen. Die Maßnahmen und Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ sind der Sicherheitsebene 4a²⁵ zuzuordnen, während für den Fall der Unwirksamkeit des „Hardened Safety Core“ das sog. „FARN“ wirken soll. Die Maßnahmen und Einrichtungen des „FARN“ sollen auch Funktionen des „Hardened Safety Core“ für den Fall erforderlicher Instandhaltungsmaßnahmen am „Hardened Safety Core“ übernehmen können. „FARN“ soll im Weiteren auch zur Milderung der Auswirkungen von Kernschmelzphänomenen beitragen.

²⁴ Convention on Nuclear Safety, Questions Posted To France in 2014 /28/:

„The design requirements for HSC are detailed in: The components of the "hardened safety core" are considered as important to safety and assigned to the so called "IPS-NC" classification, which corresponds to the third level in the international safety classification system. The hardened safety core have to be :

- composed of a limited number of Systems, Structures and Components (reliability),
- protected against extreme earthquake, flood and tornado, explosion, lightning, extreme climatic conditions, wind, snow, accidental rain, hail storm, wind generated missiles...
- protected against the effects that could be induced by these hazards,
- operable even if all other components are out of service (e.g. dedicated electrical source and I&C),
- operable without any material or human support from the outside during 24 hours following the event until FARN set-up (Nuclear Rapid Intervention Force),

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.“

²⁵ 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.

Sofern die Installation des „Hardened Safety Cores“ tatsächlich vollständig umgesetzt werden sollte, könnte damit eine Verbesserung der Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen auf der Sicherheitsebene 4 erreicht werden. Der Betreiber EDF selbst sieht eine Umsetzung dieser Maßnahmen als langfristige Aufgabe bis ca. 2030 an.

Einschränkend ist anzuführen, dass mit dem „Hardened Safety Core“ zwar eine Verbesserung der Sicherheitsebene 4a erreicht werden kann, da dieses System gegen externe Einwirkungen besser geschützt sein soll als das jeweilige AKW selbst. Der Schutz des jeweiligen AKW selbst bleibt unverändert, also in einem nicht zulässigen Stand, wie weiter oben bereits dargelegt.

Angesichts der Defizite bei der zentral wichtigen Beherrschung von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 besteht ein deutlich erhöhtes Risiko, dass es zu einem auslegungsüberschreitenden Ereignis der Sicherheitsebene 4a kommen kann.

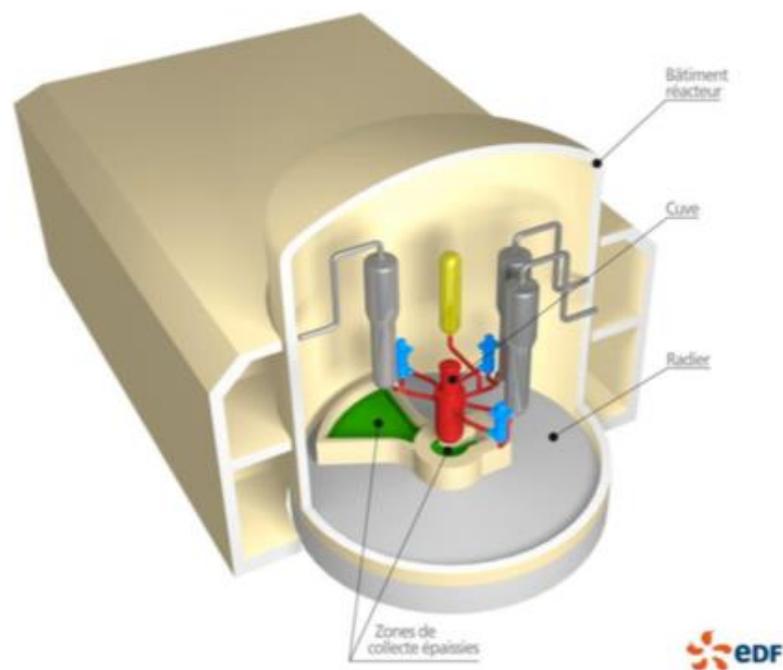
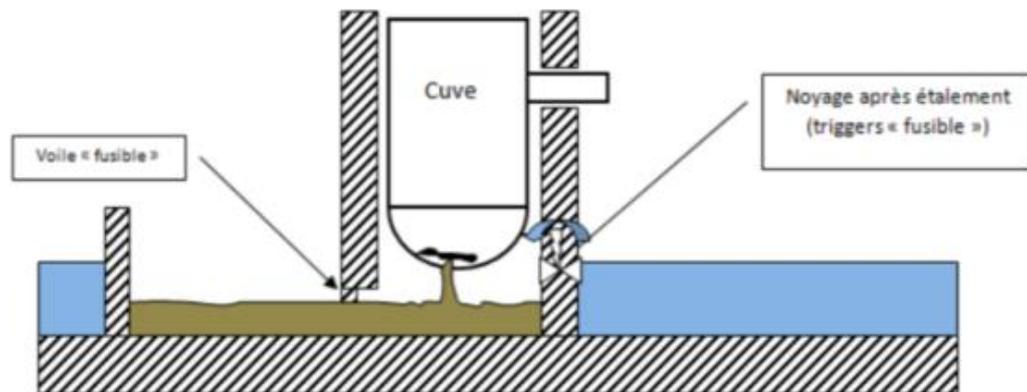
Für die Einrichtungen zur Mitigation von schweren Unfällen war bis zum Unfall von Fukushima in Frankreich nicht gefordert, dass diese gegenüber Bemessungsereignissen von Einwirkungen von außen (also insbesondere Erdbeben) ausgelegt sein müssen. Insbesondere für die Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung sehen gegenwärtige Planungen abweichend von Anforderungen an den „Hardened Safety Core“ nur eine Ertüchtigung auf das Niveau des SMHV²⁶ und damit noch nicht einmal auf das Niveau des Bemessungserdbebens²⁷ vor.

Mit dem Ziel der Verhinderung eines Durchschmelzens der Fundamentplatte im Falle eines Versagens des Reaktordruckbehälters aufgrund einer Kernschmelze sollen die 900 MWe Reaktoren durch die Installation eines „Core Catchers“ geschützt werden (Bild 1). Der Core Catcher soll sich am Grundprinzip des Core Catchers des EPR orientieren. Im Gegensatz zum Core Catcher des EPR mit einer Ausbreitungsfläche von ca. 170 m² besitzt der Core Catcher in den 900 MWe AKW

²⁶ SMHV: Maximum Historically Probable Earthquake" (Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables)

²⁷ Bemessungserdbeben: "Safe Shutdown Earthquakes" (Séismes Majorés de Sécurité - SMS). Es kommt eine einfache Gleichung unter Bezugnahme auf die standortbezogene Erdbeben-Intensität I zur Anwendung: $I(\text{SMS}) = I(\text{SMHV}) + 1$

jedoch nur eine Ausbreitungsfläche von ca. 80 m². Es ist bisher nicht nachgewiesen, dass der für den EPR ausgelegte Core Catcher in für die 900 MWe Reaktoren angepaßten Ausmaßen und Bedingungen entsprechend wirksam sein kann. Es ist in diesem Zusammenhang auch anzumerken, dass die Grundplatte des Containers des EPR deutlich stärker ausgeführt ist als die des 900 MWe Reaktors.



- Bild 1: Schematische Darstellung eines Core Catchers für die Nachrüstung der 900 MWe Reaktoren in Frankreich /Quelle, sh. Fußnote 2/

Das Ereignis in Fukushima hat gezeigt, dass auch Ereignisse mit Brennstoffschäden im Bereich des Brennelement-Lagerbeckens zu betrachten sind.

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 Containments liegenden Lagerbecken für abgebrannten Kernbrennstoff nötig.

Von besonderer Bedeutung für die geplante LTO ist der Nachweis der Sicherheit für die beabsichtigte Betriebszeit der nicht sowie der nur schwer austauschbaren Komponenten und Systeme (Bild 2) unter Berücksichtigung deren Alterung.

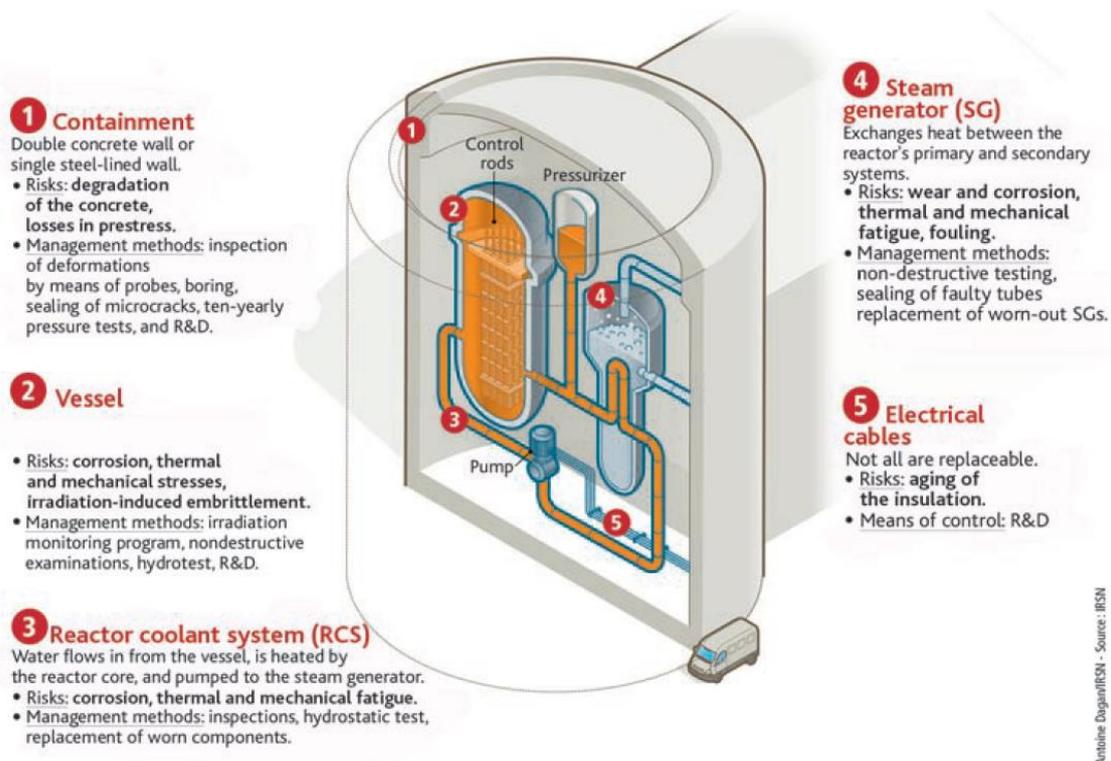


Bild 2: Überblick über nicht oder nur schwer austauschbare Komponenten und Systeme /25/

Dampferzeuger

Es ist vorgesehen, dass in allen 900 MWe AKW neue Dampferzeuger eingesetzt werden. Nach aktuell vorliegenden Informationen sind noch die Dampferzeuger in jeweils

zwei Blöcken des AKW Cruas und des AKW Chinon gegen neue Dampferzeuger auszuwechseln.

Der Bruch mindestens eines der Dampferzeuger (DE) - Heizrohre muß durch das vorhandene Sicherheitssystem zuverlässig beherrscht werden können. Bei weiteren, im Störfallablauf unterstellbaren Fehlern besteht grundsätzlich die Gefahr des Erreichens einer Unfallsituation bis hin zu einem Kernschmelzzustand. Entsprechend sollen präventiv größere, korrosiv bedingte Schäden an den DE-Heizrohren im Betrieb verhindert werden. In diesem Sinne sind vorbeugend solche Betriebsweisen zu vermeiden, die zu Korrosionszuständen an den DE-Heizrohren führen können. Korrosionszustände bzw. Korrosion bedingende Verunreinigungen in den Dampferzeugern sind jedoch systembedingt²⁸ 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.“ /26/²⁹

Deshalb sind auch bei den bereits in Betrieb befindlichen „neuen“ Dampferzeugern in den 900 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 Rück-

²⁸ Beim Verdampfen von Wasser bleiben korrosive Substanzen wie Salze im DE-Wasser zurück, die nicht in den Dampf übergehen. Das Wasser im DE konzentriert sich dadurch kontinuierlich auf. Durch wasserchemische und technische Maßnahmen soll die Aufkonzentrierung des DE-Wassers soweit begrenzt werden mit dem Ziel, Korrosion und Ablagerungen zu vermeiden. Diese Aufkonzentration lässt sich jedoch nicht vollständig ausschließen, insbesondere in Bereichen eingeschränkter Strömungsbedingungen innerhalb des DE, wie z.B. in Bereichen des Rohrbodens oder von Abstandshalterungen.

²⁹ Die Feststellung der Reaktorsicherheitskommission (RSK) bezieht sich auf Sachverhalte im AKW Neckarwestheim. Zur Herstellung der DE Heizrohre in deutschen AKW wird der Werkstoff ALLOY 800 (mod) eingesetzt.

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

Containment/Reaktordruckbehälter (Vessel)

In /25/ wird über Schadensmechanismen am Containment berichtet. Demnach mußten an den Außenwänden aller Containments der 900 MWe-Reaktoren Risse mit einer Öffnung von mehr als 0,3 mm behandelt werden.

Weiterhin konnte die Ursache der Metallinerkorrosion, die 2015 im Bugey-Reaktor 5 aufgetreten ist, nicht genau identifiziert werden.

Wesentliche Bestrebungen zur LTO bestehen darin, die 900 MWe Reaktoren in Bezug auf Maßnahmen zur Minderung der Folgen von Kernschmelzunfällen nachzurüsten.

Kernschmelzzustände waren nicht Gegenstand der Auslegung der 900 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" /9/. Beim EPR sind aus diesem Grunde hoch zuverlässige Druckabsenkungseinrichtungen vorgesehen.

Es bestehen Zweifel, eine dem EPR mindestens gleichwertige unter Unfallbedingungen wirkende Druckentlastungseinrichtung bei den 900 MWe Reaktoren nachzurüsten.

Im Falle eines Versagens des Reaktordruckbehälters bei einer Kernschmelze würden sich Belastungen im Containment entwickeln, die vom Containment der 900 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.

Kabel

Wie vorher bereits dargelegt sind die 900 MWe Reaktoren 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 werden könnten diese vor einer Aufnahme des LTO für Unfallbedingungen zu qualifizieren wären.

5 Zusammenfassung

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 LTO in Frankreich hängt insbesondere von den Ergebnissen einer Überprüfung der Anlagensicherheit in Bezug auf dessen aktuelle Alterungssituation, der Alterungsprognose für die beabsichtigte LTO sowie von den sicherheitsgerichteten Bedingungen, die für die LTO zu erreichen und zu erfüllen sind, ab.

Periodische Sicherheitsüberprüfungen dienen nicht nur der Bestätigung 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 für den Fall eines LTO nach Erreichen der projektierten Lebensdauer von 40 Jahren weitestgehend anzunähern.

Die Sicherheit des in Frankreich aktuell in Bau befindlichen AKW des Typs EPR (European Pressurized Reactor) 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 im Falle eines LTO an diesem Standard zu messen. Demgegenüber vorhandene Abweichungen bei den bestehenden Anlagen bedürfen der sicherheitstechnischen Bewertung und bei Notwendigkeit ihrer Beseitigung, insbesondere im Falle einer Verlängerung des Betriebes über die ursprüngliche Lebensdauer (LTO) hinaus. Nichtnachrüstbare Abweichungen sind vor der Aufnahme eines Betriebes zur LTO hinsichtlich des verbleibenden Risikos zu bewerten.

Die bisher von EdF durchgeführten und im Weiteren vorgesehenen Nachrüstmaßnahmen tragen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit von Komponenten und Einrichtungen der jeweiligen 900 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 gegen interne und externe Einwirkungen (Installation des „Hardened Safety Cores“ („noyau dur“)) sowie auf eine punktuelle Milderung von Auswirkungen möglicher Kernschmelzszenarien.

Maßnahmen sind auch auf die weitere Verbesserung der Sicherheitskultur gerichtet.

Bestehende grundlegende Defizite bei den 900 MWe Reaktoren gegenüber den von ASN angegebenen Anforderungen an die Sicherheit als Voraussetzung für einen Betrieb über die ursprüngliche Laufzeit hinaus bleiben jedoch weiterhin bestehen. Sie betreffen:

- die unvollständige Redundanz bei den Sicherheitssystemen, die nicht durchgängige Unabhängigkeit der Sicherheitssysteme 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.

Erforderlich gehalten wird die Erhöhung bzw. Vervollständigung des Umfangs des anlageninternen Notfallschutzes im Umfange, dass:

- die Schnittstelle zwischen dem „Hardened Safety Core“, das gegen externe Einwirkungen besser geschützt sein soll als das jeweilige AKW selbst, und den Strukturen, Systemen und Komponenten des jeweiligen AKW, deren Schutz unverändert, also in einem nicht zulässigen Stand verbleibt, unter Unfallbedingungen verfügbar bleibt. Dieser Sachverhalt ist hinsichtlich einer möglichen Gefährdung der Beherrschung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zu bewerten und gegebenenfalls zu verändern.
- die Gesamtheit der Maßnahmen und Einrichtungen des mitigativen anlageninternen Notfallschutzes vollständig in Übereinstimmung mit den Anforderungen des „Hardened Safety Cores“ an die Auslegung gegen anlagenexterne Einwirkungen gebracht wird.
- aufgezeigt wird, dass der für den EPR entwickelte Core Catcher auch unter den bei den 900 MWe Reaktoren demgegenüber abweichenden Bedingungen 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 auch unter Unfallbedingungen im erforderlichen Umfang wirksam bleiben.

Weiterhin sind Vorkehrungen zu treffen, die sicherstellen, dass ein Versagen von Dampferzeuger-Heizrohren während der Betriebszeit nicht unterstellt werden muss.

Sollte durch die zuständige Behörde ASN dem Betrieb der 900 MWe Reaktoren über die projektierte Lebensdauer hinaus zugestimmt werden sollten vor Aufnahme des Betriebs zumindest die im Anhang 2 aufgelisteten wesentlichen Nachrüstungen qualitätsgerecht voll umfänglich abgeschlossen sein.

Grundsätzlich wären die 900 MWe AKW nach Erreichen der projektierten Lebensdauer, also nach 40 Jahren, außer Betrieb zu nehmen. Ausnahmen von diesem Grundsatz sollte es nur geben, wenn das Risiko des Betriebs eines solchen 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.

6 Literatur

- /1/ Bernard Roche: The french Nuclear Program,
<http://apw.ee.pw.edu.pl/tresc/-eng/08-FrenchNucleamProgram.pdf>
- /2/ FUNDAMENTAL SAFETY PRINCIPLES, IAEA SAFETY STANDARDS
SERIES No. SF-1, Vienna 2006
- /3/ Statement of ASN Commission: "Which level of safety for new nuclear reactors 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>)
- /4/ Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE
IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-
ICHI ACCIDENT, WENRA, 24th September 2014
- /5 / RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Ände-
rung der Richtlinie 2009/71/ Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für
die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen
- /6/ Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear
installations, JORF (Official Journal of the French Republic) No. 0033 of 8
February 2012, page 2231, Text No. 12

- /7/ ASN and the ministries responsible for nuclear safety supplement the general technical regulations applicable to nuclear facilities, Information notice, published on 29/05/2012, (<http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/General-technical-regulations-applicable-to-nuclear-facilities>)
- /8/ Bewertung neuer Reaktorkonzepte und der Übertragbarkeit sicherheitstechnischer Lösungen auf in Betrieb befindliche Anlagen, GRS-A-3649, März 2012
- /9/ "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
- /10/ The ASN Report on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2015, March 2016.
- /11/ French ENVIRONMENTAL CODE, Updated 04/10/2006
- /12/ Fabien FERON, NPP Periodic Safety Reviews (PSR) in France, French Nuclear Safety Authority (ASN), ENSREG workshop, April 2015
- /13/ ASN REPORT on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2014, March 2015
- /14/ Pascal QUENTIN, Jean COUTURIER: IRSN point of view on plant long term operation assessment, IRSN, EUROSAFE Forum 2010
- /15/ 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
- /16/ Complementary Safety Assessments of the French nuclear installations, Report by the French nuclear safety authority, December 2011

- /17/ EDF France modernization program for the existing NPPs, OECD/NEA Workshop, Innovations in Water-cooled Reactor Technologies, February 11-12th, 2015 - NEA Headquarters, Paris
- /18/ EDF: 'Grand Carénage', Presentation of major renovation programme, ENSREG Brussels 29/06/2017
- /19/ Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants, SSG-25.
- /20/ Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1 (Rev. 1), Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA, Vienna 2016
- /21/ 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
- /22/ IRSN'S POSITION, Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France in 2015, IRSN 2016
- /23/ 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
- /24/ Seventh French Report under the CNS – August 2016
- /25/ Current State of Research on Pressurized Water Reactor Safety, IRSN 2018
- /26/ RSK-Empfehlung (512. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 22./23.10.2019)
- /27/ Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents Current State of Knowledge, IRSN 2015
- /28/ Convention on Nuclear Safety, Questions Posted To France in 2014

- /29/ ASN position on the conditions for the continued operation of the 900 MWe nuclear reactors beyond their 4th periodic safety review, ASN December 2020
- /30/ Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires: Avis relatif au bilan de la phase generique du quatrieme reexamen periodique des reacteurs d'edf de 900MWe. Réunion tenue à Montrouge le 12/11/2020et le13/11/2020.
- /31/ Augmentation préoccupante des incidents graves sur le parc nucléaire EDF, 13.12.2020, <https://journaldelenergie.com/nucleaire/augmentation-incidents-graves-nucleaire-edf/>

Anhang 1: Anlageninformationen zu den AKW mit 900 MWe Reaktoren

- Angaben zur Verfahrenstechnik

Eine Übersichtsdarstellung zu den verfahrenstechnischen Einrichtungen ist in Bild 3 verfügbar.

Das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem (CVCS) befindet sich im Hilfsanlagegebäude und ist blockbezogen. Die Hauptkomponenten des Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystems sind drei Hochdruckeinspeisepumpen, ein Zwischenerhitzer und ein Volumenausgleichsbehälter. Das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem stellt das Aufborieren des Primärkreislaufs und die Versorgung der Hauptkühlmittelpumpen mit Sperrwasser sicher. Die Hochdruckeinspeisepumpen können auch die Sperrwasserversorgung eines jeweils anderen Blocks wahrnehmen. Das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem ist notstromgesichert und für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem wird durch das Borsäure- und Deionatsystem mit Deionat bzw. Borsäure versorgt. Für die Förderung aus den Borsäure- und Deionatbehältern in das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem stehen jeweils zwei Pumpen zur Verfügung. Das Borsäure- und Deionatsystem ist für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Das blockbezogene primärseitige Nachkühlssystem (RHRS) besteht im Wesentlichen aus den zwei Niederdruck-Pumpen und den Wärmetauschern. Die Wärme des Primärkühlmittels wird über das Zwischenkühlwassersystem und im Weiteren über das Nebenkühlwassersystem abgeführt. Das Nachkühlssystem ist notstromgesichert und für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Das Zwischenkühlwassersystem (CCWS) ist im Hilfsanlagegebäude untergebracht. Die Wärmeabfuhr aus dem Zwischenkühlwassersystem erfolgt über Wärmetauscher, die durch das Nebenkühlwasser (ESWS) gekühlt werden. Das Zwischenkühlwassersystem ist notstromgesichert, beide Systeme sind für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Die Kühlwasserentnahme für das Nebenkühlwasser erfolgt im Einlaufbauwerk über ein Filtersystem der Kühlwasserversorgung.

Das Containment-Sprühsystem (CSS) dient der Wärmeabfuhr aus dem Containment bei Kühlmittelverluststörfällen. Die Hauptkomponenten des Containment-Sprühsystems sind zwei Niederdruck-Pumpen und die dazugehörigen Wärmetauscher. Die Wärme wird über das Zwischenkühlwassersystem und Nebenkühlwasser abgeführt. Das Kühlmittel wird ereignisablaufabhängig aus dem Flutbehälter oder dem Sicherheitsbehältersumpf

angesaugt und nach entsprechender Wärmeabgabe in das Containment eingesprüht. Das Containment- Sprühsystem ist notstromgesichert und seismisch qualifiziert.

Hauptkomponenten des Sicherheitseinspeisesystems (SIS) sind ein Flutbehälter mit ca. 1600 m³ boriiertem Kühlmittel sowie ein Borsäurekonzentratbehälter zur Sicherstellung der Unterkritikalität. Das Sicherheitseinspeisesystem verfügt weiter über drei Druckspeicher und zwei Niederdruckeinspeisepumpen, die sowohl aus dem Flutbehälter als auch aus dem Sicherheitsbehältersumpf ansaugen können. Im Falle von Kühlmittelverluststörfällen bei hohem Primärkreisdruck speisen die drei Hochdruckeinspeisepumpen des Volumenregelsystems in den Primärkreislauf. Die drei Druckspeicher speisen ab einem Primärkreisdruck von ca. 40 bar in den Primärkreislauf. Bei niedrigem Druck wird die Kühlmittelspeisung über zwei Niederdruckeinspeisepumpen wahrgenommen. Das Sicherheitseinspeisesystem ist notstromgesichert sowie für seismische Einwirkungen qualifiziert. Im Falle einer Unverfügbarkeit der Hochdruckeinspeisepumpen erfolgt die Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen mittels der vorhandenen Drucktestpumpe durch Einspeisung von boriiertem Wasser aus dem Flutbehälter.

Zur primärseitigen Druckbegrenzung und -entlastung stehen die Druckhalter-Abblaseventile zur Verfügung. Zu deren Offenhaltung ist eine elektrische Stromversorgung und Ansteuerung erforderlich. Zur Druckabsicherung im Primärkreislauf sind Druckhaltersicherheitsventile vorhanden

Hauptkomponenten des Kühlsystems für das Brennelement-Lagerbecken (FPCPS) sind zwei Niederdruck-Pumpen und die dazugehörigen Wärmetauscher. Die Wärme wird über das Zwischenkühlwassersystem und das Nebenkühlwassersystem abgeführt. Das Beckenkühlsystem ist notstromgesichert und für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Hauptkomponenten des sekundärseitigen Notspeisesystems (EFWS) sind zwei Speisewasserpumpen sowie eine frischdampfgetriebene Turboeinspeisepumpe. Das Notspeisesystem verfügt über einen Notspeisewasserbehälter, dessen Kühlwasservorrat aus den insgesamt zwei vorhandenen Vorratsbehältern des konventionellen Kühlwassersystems wiederaufgefüllt werden kann. Das sekundärseitige Notspeisesystem fungiert auch als An- und Abfahrssystem sowie für die sekundärseitige Wärmeabfuhr im Falle von Störfällen. Das sekundärseitige Notspeisesystem ist notstromgesichert und für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Zur sekundärseitigen Druckregelung kann Dampf über Frischdampfabblaseventile in die Atmosphäre abgeblasen werden. Pro Block sind drei Frischdampfabblaseventile vorhanden. Die Frischdampfabblaseventile werden leittechnisch angesteuert, zum Öffnen wird das Druckluftsystem benötigt. Die Frischdampfabblaseventile sind für seismische Einwirkungen qualifiziert. Zur Druckabsicherung im Sekundärkreislauf sind Frischdampfsicherheitsventile vorhanden.

Das Druckluftsystem liefert Druckluft, die u.a. für den Betrieb der Frischdampfabblaseventile und der Turboeinspeisepumpe erforderlich ist. Die Rohrleitungen, Ventile und die Druckluftvorräte des Druckluftsystems sind für seismische Einwirkungen qualifiziert.

In das Kühlwassersystem ist je Block ein Kühlwasservorratsbehälter mit einer Kapazität von jeweils ca. 1300 m³ eingebunden. Zwischen den Kühlwasservorratsbehälter bestehen Querverbindungen. Die Kühlwasservorratsbehälter sind nicht für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Das für die Frischwasserversorgung des Borsäure- und Deionatsystems erforderliche Grundwasser wird mittels Pumpen aus einem Grundwasserbrunnen gefördert. Diese Pumpen sowie der Grundwasserbrunnen sind nicht für seismische Einwirkungen qualifiziert.

- Angaben zur elektrischen Energieversorgung

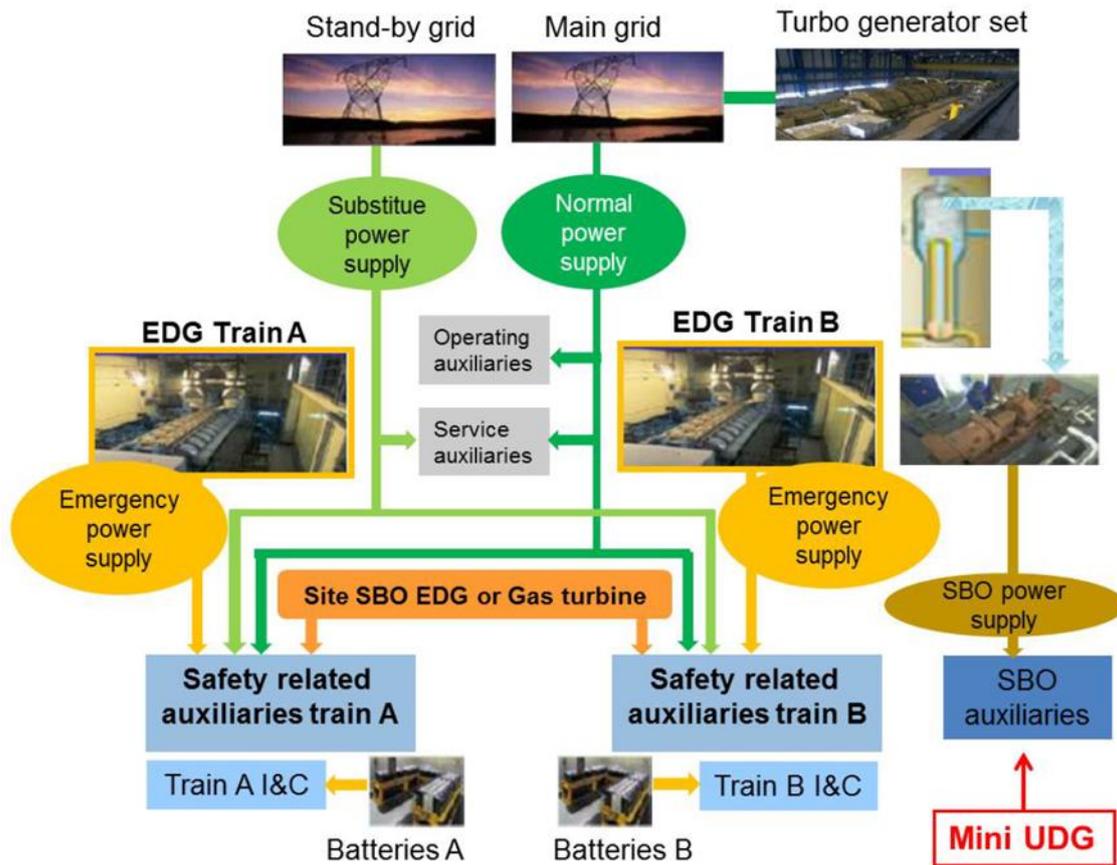


Bild 4: Übersicht zur elektrischen Energieversorgung (Prinzipdarstellung, Quelle: IRSN /23/)

(„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)“ /23/.

Jeder Block ist über einen Haupttransformator (TP) an das 400kV Netz angeschlossen (Bild 4). Es existieren mehrere 6,6kV Eigenbedarfsschienen. Dabei ist auch eine gegenseitige Stromversorgung bei mehreren Blöcken möglich.

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 (3,5) Tagen vorhanden sein. Die Versorgung mit Dieselmotorkraftstoff 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.

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 Ka-

pazitäten von größer 1 Stunde besitzen. Die Schienen sind für seismische Einwirkungen qualifiziert.

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 Frischdampfableiventile, die Steuerung der Turboeinspeisepumpe sowie die Drucktestpumpe versorgt werden. Das System ist für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Anhang 2: Übersicht über bereits erfolgte und auch noch im Weiteren vorgesehene wesentliche Nachrüstungen bei den 900 MWe AKW in Frankreich

- Bisherige wesentliche Nachrüstungen der 900 MWe AKW im Ergebnis der Auswertung und Übertragung der Erfahrung aus dem Betrieb von AKW im In- und Ausland sowie auf der Grundlage neuer sicherheitstechnisch relevanter Erkenntnisse:
 - Verbesserung mehrerer sicherheitsrelevanter Systeme, insbesondere im Bereich der Notstromversorgung, der Druckhaltersicherheitsventile, der Dampferzeugerbespeisung sowie des Sandfilters des Containments;
 - Vereinfachung des Störfall- oder Unfallmanagements bei den Sicherheitseinspeise- und Sprinklerkreisläufen im Containment, Einrichtung eines Systems zur Chemikalien- und Volumenkontrolle im Fall des Ausfalls des Zwischenkühlkreislaufs, Änderungen an den Sumpffiltern im Containment, Einrichtung der gleichzeitigen Einspeisung in heißen und kalten Strängen des Primärkreislaufs, Hinzufügung zahlreicher Automatikfunktionen (Ermittlung eines Störfalls ohne automatische Abschaltung, automatische Absperrung am Dampfsystem, Schwellenwerte für Notabschaltung usw.) und Alarme, Einrichtung eines Systems zur Rückführung des Wassers im Reaktorgebäude bei einem Störfall;
 - Verstärkung des Schutzes gegen Einwirkungen, insbesondere Erhöhung der seismischen Festigkeit der Rohrleitungen der Notbespeisung der Dampferzeuger, Verbesserung des Brandschutzes;
 - Verbesserung der Bedingungen des Strahlenschutzes;
 - Es wurden weiterhin Dampferzeuger ausgewechselt und Verbesserungen/Änderungen beim Brennstoffeinsatz vorgenommen;

- Die durchgängige Klassierung von Material hat dazu geführt, dass zahlreiche Materialien durch qualifizierte Materialien ersetzt wurden.
- Wesentliche Nachrüstungen im Ergebnis periodischer Sicherheitsüberprüfungen

Die Änderungen, die an den 900-MWe-Reaktoren vorgenommen wurden, hatten in der Hauptsache folgende Ziele:

- Verbesserung der Reaktorsicherheit im Hinblick auf das Störfallmanagement durch die Möglichkeit eines automatischen Abschaltens der Hauptkühlmittelpumpen im Laufe bestimmter Störfälle, eine Änderung bei den Akkumulatoren und Änderungen im Bereich der Sumpffilter;
- Veränderung der Betriebsbedingungen der Dampferzeuger (DE) - Bespeisung, um im Fall des DE-Heizrohrbruches das Risiko zu reduzieren, dass das aus diesem Bruch entweichende Primärkühlmittel in die Umgebung gelangt;
- Verbesserung der Zuverlässigkeit von Notstromdieseln;
- Änderung bei Materialien, um die Qualifizierung bei Unfallbedingungen zu gewährleisten;
- Verbesserung des Managements von schweren Unfällen durch die Installation von passiven autokatalytischen Wasserstoff-Rekombinatoren;
- Verbesserung/Verstärkung der Containmentschleusen für Unfallbedingungen;
- Verbesserung der Dichtheit von Durchführungen des Containments, um eine ausreichende Umschließung bei einem Unfall sicherzustellen;
- Sicherstellung der Zuverlässigkeit beim Öffnen der Ventile des Druckhalters bei einem schweren Unfall, um den Druck im Primärkreislauf abzubauen und eine Kernschmelze des Reaktors unter Druck zu verhindern;
- Verstärkung der materiellen und organisatorischen Bestimmungen, um eine Entleerung des BE-Lagerbeckens und damit eine Freilegung der Brennelemente zu verhindern;
- Installation von Detektoren im Containment zur Feststellung u.a., von Wasserstoff;
- Auswechseln von Ventilen gegen solche Ventile, die Unfallbedingungen widerstehen;

- Verbesserungen des seismischen Schutzes und des Schutzes gegen Überflutungen und Feuer;
 - Verstärkung der Bauwerke, Strukturen und Geräte, um ihre seismische Festigkeit sicherzustellen;
 - Verbesserung des Widerstands von Bauten und Einrichtungen gegen klimatische Einwirkungen wie starke Winde oder Eisschollen;
 - Verbesserung der Vorgaben zur Verhütung und Bekämpfung von Bränden sowie zur Verhütung von Explosionen, insbesondere von Wasserstoff.
- Weitere Schwerpunkte bei Nachrüstungen im Zeitraum der 4. Sicherheitsüberprüfung, die nach Meinung von ASN als Voraussetzung für eine LTO erforderlich sind:
 - Austausch der Dampferzeuger in den 4 AKW – Blöcken (nach vorliegenden Informationen betrifft das Cruas 2 und 3, Chinon 3 und 4) bei denen bisher kein Austausch vorgenommen wurde;
 - Vollständige Installation des „Hardened Safety Cores“ („noyau dur“) /24/;
 - Weitere Maßnahmen zur Beherrschung des Alterns und der Veralterung;
 - Weitere Analysen von Referenzstörfällen;
 - Weitere Maßnahmen zur Verbesserung der Robustheit von Einrichtungen gegen innere und externe Einwirkungen;
 - Weitere Maßnahmen zum Management von Unfällen mit Kernschmelze.
 - Spätestens zum 31. Dezember 2021 soll der Betreiber die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen überprüfen und eventuelle Abweichungen zu den geltenden Sicherheitsanforderungen identifizieren. Weiterhin soll dieses Programm durch Tests ergänzt werden:
 - Tests zur Überprüfung der Funktionsfähigkeit des Notspeisesystem ASG der Dampferzeuger in spezifischen Störfallabläufen und
 - zur Überprüfung der Wirksamkeit der Turbopumpe auch bei einem niedrigen Wasserstand im Notspeisewasserbehälter ASG. Die Tests sollen mindestens an einem Reaktor des AKW Bugey und an einem Reaktor des Typs CPY erfolgen;

- Es soll weiterhin die Wirksamkeit der Turbopumpe bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung über einen längeren Zeitraum geprüft werden.
- Tests zur Überprüfung der Wirksamkeit der Notstromaggregate (Systeme LHG und LHH im Kernkraftwerk Bugey bzw. LHP und LHQ für Reaktoren des Typs CPY) über einen längeren Zeitraum von mindestens 48 Stunden;
- Tests zur Überprüfung der Vorkehrungen zur Gewährleistung der Funktionsfähigkeit von Elektrogeräten bei einem Totalausfall des Belüftungssystems der Elektrogeräteräume (DVL);
- Tests zur Prüfung der Wirksamkeit der Pumpen der Sprinkleranlage im Containment (EAS) unter Störfallbedingungen;
- Tests zur Prüfung der Wirksamkeit von Elektromotoren nach Öffnung einer Stromphase im Stromnetz;
- Spätestens zum 31. Dezember 2024 soll der Betreiber
 - die faserhaltigen Wärmedämmungen, die auf den Primärrohrleitungen und den Primärböden der Dampferzeuger angebracht sind, auswechseln;
 - überprüfen, dass die Temperaturbedingungen für die Funktionsfähigkeit der für die Sicherheit der Anlage im Normalfall, Störfall oder Unfall erforderlichen Komponenten, Einrichtungen und Systeme im vorgesehenen Rahmen bleiben.
- Spätestens bei der Übergabe des Abschlussberichts soll der Betreiber zusichern, dass die Notstromversorgung in allen für den Sicherheitsnachweis relevanten Situationen gewährleistet ist. In diesem Zusammenhang hat die Leistungsbilanz jedes Notstromaggregats eine Reserve von mindestens 5 % aufzuweisen.
- Management von Unfällen ohne Kernschmelze
 - Verbesserung der Maßnahmen, die zum Management der das Lagerbecken betreffenden Unfallsituationen erforderlich sind.
 - Verbesserung der Berücksichtigung von internen und externen Einwirkungen auf die Anlage unter Einbeziehung von schwerwiegenderen als bisher angenommenen Einwirkungen, bei Annahme des gleichzeitigen Ausfalls erforderlicher sicherheitsrelevanter Einrichtungen.

- Management von Unfällen mit Kernschmelze
 - Reduzierung des Risikos eines Kernschmelzunfalls und Begrenzung der Folgen dieses Unfalltyps insbesondere durch die Begrenzung der Situationen, die zu einem Verlust der Barrierefunktion des Containments führen würden.
 - Reduzierung des Risikos eines Durchbruchs des Coriums durch den Boden dieses Containments.
- Spätestens bei der Übergabe des Abschlussberichts soll die Wirkung langandauernder hoher Temperaturen analysiert sein. Dabei sollen Temperaturen berücksichtigt werden, die die Dimensionierung übersteigt (Wiederholrate von 10.000 Jahren).
- Spätestens bei der Übergabe des Abschlussberichts soll der Betreiber die Systeme, Strukturen und Komponenten identifizieren, die zu verstärken wären, um den Bestand des „Hardened Safety Cores“ gegenüber einem unwägbareren seismischen Risiko zu gewährleisten.
- Für Explosionen, die zum Verlust von Sicherheitsfunktionen führen könnten, sind die zum Schutz kritischen Maßnahmen und Einrichtungen zu identifizieren und deren Wirksamkeit zu prüfen.
- Es sollen die Risiken der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude quantifiziert werden, wobei die Wirkung von Erdbeben einbezogen werden soll.
- Spätestens bei der Übergabe des Abschlussberichts sollen die Maßnahmen und Einrichtungen zur diversitären Kühlung und Wassernachfüllung des BE-Lagerbeckens als Teil des „Hardened Safety Cores“ zur Verfügung stehen.³⁰

³⁰ Ohne Vollständigkeit der Maßnahmen und Einrichtungen zur diversitären Kühlung und Wassernachfüllung des BE-Lagerbeckens als Teil des „Hardened Safety Cores“ sollte eine Inbetriebnahme des jeweiligen Reaktors nicht möglich sein. Durch diese Nachrüstung wird ein gewisser Teilschutz des BE-Lagerbeckens erreicht!