Studie zur Erhöhung des Sicherheitsstatus der französischen Atomkraftwerke (AKW) mit 900 MW Reaktoren im Falle einer Laufzeitverlängerung

Inhalt

1 Erläuterung des Auftrags zur Ermittlung von Anforderungen, die einer Erhöhung des Sicherheitsstatus der französischen AKW mit 900 MW Reaktoren im Falle einer Laufzeitverlängerung zu Grunde zu legen wären 3

2 Kurzbeschreibung der Baulinie der 900 MW AKW mit Druckwasserreaktoren (DWR) in Frankreich 5

3 Anlageninformationen zu den AKW mit 900 MW Reaktoren 9

3.1 Angaben zur Verfahrenstechnik 9

3.2 Angaben zur elektrischen Energieversorgung 12

3.3 Angaben zu den Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes 14

4 Einer beabsichtigten Laufzeitverlängerung zu Grunde zu legender Stand von Anforderungen an die Anlagensicherheit 18

4.1 Anwendung des Standes von Wissenschaft und Technik auf bestehende AKW in Frankreich 18

4.2 Den Anforderungsprofilen zu Grunde zu legende Regeln und Richtlinien 28

4.3 Herleitung der Anforderungsprofile 31

4.3.1 Sicherheitsanforderungen in Bezug auf den Schutz gegen externe Einwirkungen unter Berücksichtigung von Standortentwicklungen 31

4.3.2 Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 3 43

4.3.3 Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 4 60

5 Umsetzung der aktuell gültigen Sicherheitsanforderungen auf die französischen AKW mit 900 MW Reaktoren auf der Grundlage des

in Frankreich praktizierten Konzepts der periodischen Sicherheitsüberprüfungen 71

6 Zusammenfassung der Anforderungen an die Erhöhung der Sicherheit der AKW mit 900 MW Reaktoren im Falle einer LTO 84

6.1 Zu den maßgebliche Sicherheitsanforderungen..... 85

6.2 Voraussetzungen für eine LTO der 900 MW AKW 89

6.3 Abschätzung der Realisierbarkeit der Anforderungen zur Erhöhung der Sicherheit der AKW mit 900 MW Reaktoren 89

7 Literatur 92

Anhang 1: EPR aircraft crashes

Anhang 2: structures and components of the “hardened safety core"

Autor: Prof. Dr.-Ing. habil. Manfred Mertins

Publikation: April 2019

Vorwort

Greenpeace hat eine Studie zu sicherheitstechnischen Fragestellungen im Zusammenhang mit einer Laufzeitverlängerung der AKW mit 900 MW Reaktoren in Frankreich beauftragt.

Mit der Studie sollen die Sicherheitsanforderungen, die an die AKW mit 900 MW Reaktoren in Frankreich zu stellen sind, falls eine Laufzeitverlängerung für diese Reaktoren vorgesehen wird, entwickelt werden.

Orientierung für die zu stellenden Sicherheitsanforderungen bilden die geltenden kerntechnischen Regelwerke in den zu Frankreich benachbarten Ländern wie in den Niederlanden, in Belgien, in Deutschland, aber auch in Finnland und in Frankreich selbst, hier insbesondere die von der zuständigen französischen Behörde ASN[1] festgelegten Anforderungen an den European Pressurized Reactor (EPR), soweit sie den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentieren. Weiterhin sind die diesbezüglichen Empfehlungen der IAEA[2] heranzuziehen.

Insbesondere sollen aber auch die von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im September 2014 veröffentlichten „WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors“ herangezogen werden.

Es soll weiterhin ein Überblick darüber gegeben werden, inwieweit die aktuell gültigen Sicherheitsanforderungen bei den AKW mit 900 MW Reaktoren praktisch umsetzbar wären.

1 Erläuterung des Auftrags zur Ermittlung von Anforderungen, die einer Erhöhung des Sicherheitsstatus der französ-

[1] ASN - Autorité de sûreté nucléaire

[2] IAEA-International Atomic Energy Agency

sischen AKW mit 900 MW Reaktoren im Falle einer Laufzeitverlängerung zu Grunde zu legen wären

Die Verlängerung der Laufzeit steht in einer Reihe von Ländern mit Nutzung der Atomenergie auf der Tagesordnung. Dabei sind die Gründe für eine Laufzeitverlängerung von unterschiedlicher Natur, die aber an dieser Stelle nicht weiter besprochen werden sollen. Es ist aber entscheidend welches Sicherheitsniveau im Falle einer Laufzeitverlängerung für das entsprechende Atomkraftwerk (AKW) erreicht werden soll. Deshalb sollen mit der vorliegenden Studie die Sicherheitsanforderungen, die an die AKW mit 900 MW Reaktoren in Frankreich zu stellen sind, falls eine Laufzeitverlängerung für diese Reaktoren vorgesehen wird, entwickelt und vorgeschlagen werden.

Üblicherweise sind die zur Laufzeitverlängerung anstehenden Anlagen Ende der 1960-ger/Anfang der 1970-ger 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. Eine solche Laufzeitverlängerung ist seitens des französischen Betreibers der AKW mit 900 MW Reaktoren beabsichtigt.

Orientierung für die zu stellenden Sicherheitsanforderungen bilden auch die geltenden kerntechnischen Regelwerke in den zu Frankreich benachbarten Ländern wie in den Niederlanden, in Belgien, in Deutschland, aber auch in Finnland und in Frankreich selbst, hier insbesondere die von ASN festgelegten Anforderungen an den EPR, soweit sie den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentieren. Weiterhin sind die diesbezüglichen Empfehlungen der IAEA heranzuziehen.

Insbesondere sollen die von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im September 2014 veröffentlichten „WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors“ herangezogen werden.

Es soll ein Überblick darüber gegeben werden, inwieweit die aktuell gültigen Sicherheitsanforderungen praktisch umsetzbar sind.

In der vorliegenden Studie werden demgemäß die Anforderungsprofile, die dem gegenwärtigen Stand der Sicherheit entsprechen, aufgelistet und zur Anwendung für die französischen AKW mit AKW mit 900 MW Reaktoren für den Fall ihres Betriebes über die ursprüngliche Laufzeit von ca. 40 Jahren hinaus empfohlen.

In der Studie wird eine Abschätzung getroffen, inwieweit diese AKW auf einen mit den aktuellen Anforderungsprofilen übereinstimmenden Sicherheitszustand - unter Verhältnismäßigkeitsgesichtspunkten – nachrüstbar sind.

2 Kurzbeschreibung der Baulinie der 900 MW AKW mit Druckwasserreaktoren (DWR) in Frankreich

Der Anlagenkurzbeschreibung liegen im Wesentlichen die Informationen aus

- Electricite de France: Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima. 15 September 2011 /1/
- Analyse der Ergebnisse des EU Stresstest der Kernkraftwerke Fessenheim und Beznau, Teil 1: Fessenheim, Öko Institut und Physikerbüro Bremen, 2012 /71/
- Autorité de Sûreté Nucléaire: Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants. Report by the French Nuclear Safety Authority, December 2011 /72/

zu Grunde.

Die insgesamt derzeit 58 in Betrieb befindlichen AKW werden vom französischen Stromkonzern EDF betrieben /73/ (sh. auch Bild 1). Ein Reaktor vom Typ European Pressurized Reactor (EPR) /74/ 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.

Die beiden Blöcke am Standort Fessenheim zählen zu den ältesten AKW in Frankreich.

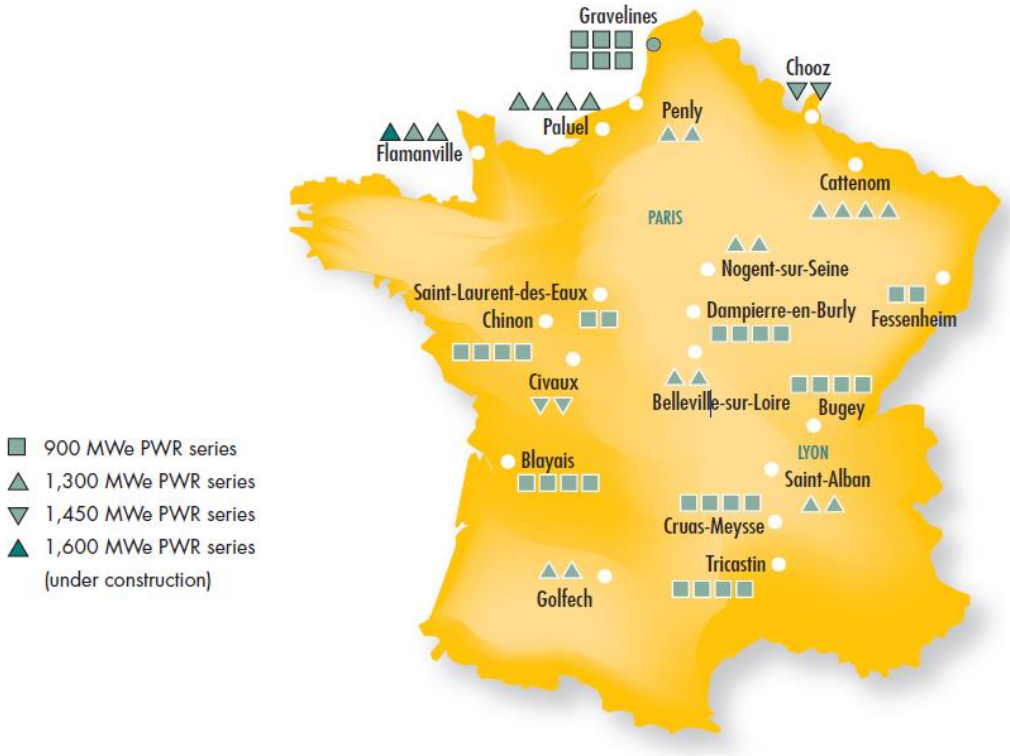


Bild 1: AKW in Frankreich (Quelle[3])

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

Alle sechs Reaktoren der CP0-Baureihe sowie die 28 Reaktoren der danach folgenden CP1- und CP2-Baureihe mit einer Nettoleistung von ca. je 900 MW in Frankreich sind nach wie vor in Betrieb.

Die Unterschiede innerhalb der CP(Y)-Baulinie der französischen AKW mit 900 MW Reaktoren sind in aller ersten Linie ausführungstechnisch, nicht jedoch sicherheits-

[3] http://www.asn.fr/annual_report/2011gb/files/RA2011%20UK%20Chap%2012.pdf

technisch begründet: „Simply speaking, the equipments inside the plants of the same series are identical and they are laid out in the same manner. The only differences concern the foundations (for example, at Cruas, considering the site's seismicity, the foundation raft had to be installed on aseismic bearing pads), the heat sink (certain units are cooled directly by the river, others use seawater or cooling towers) and the connection to the power grid." /76/

Die Brennelement-Lagerbecken der CP0, CP1 und CP2-Anlagen befinden sich außerhalb der Reaktorgebäude in eigenen, an die Reaktorgebäude angrenzenden Lagerbeckengebäuden (Bild 2). 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.

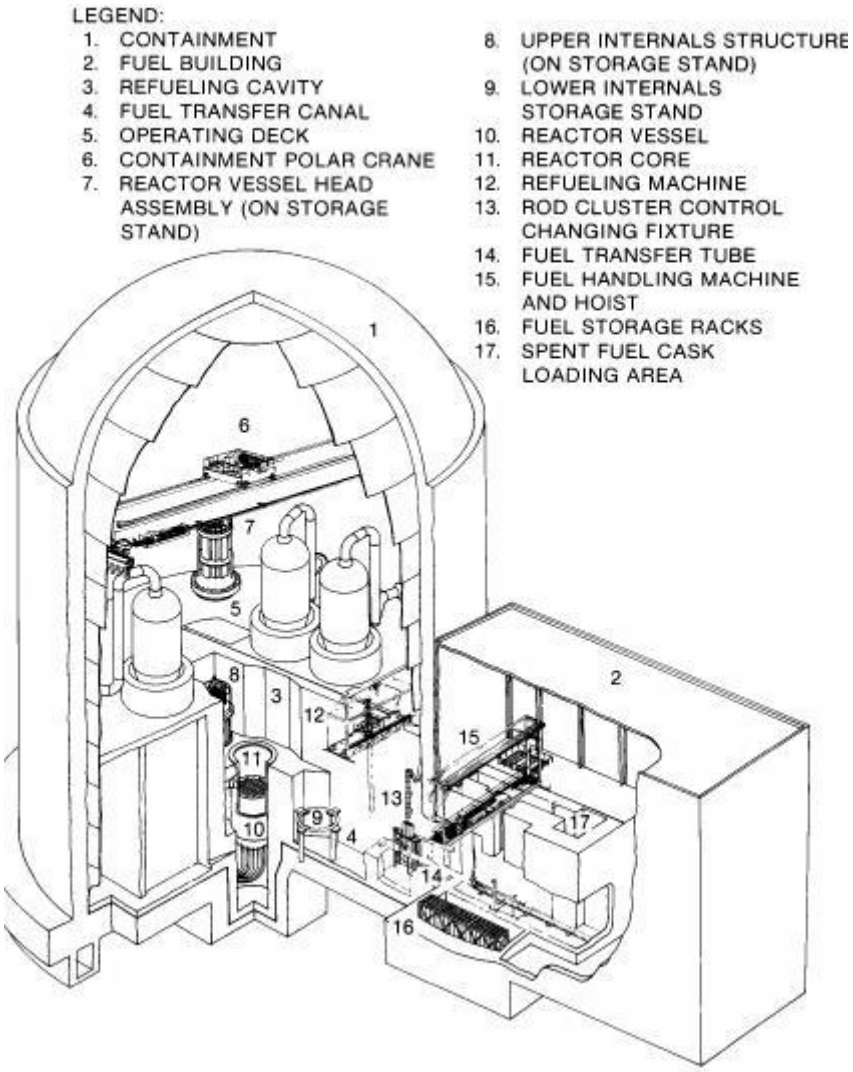


Bild 2: Anordnung des Brennelement-Kühlbeckens außerhalb des Containments (Prinzipdarstellung) /33/

Zur Zeit der Designphase der CP0, CP1 und CP2 Reaktoren Ende 1960ger/Beginn der 1970ger Jahre waren die Anforderungen an die Sicherheit von AKW deutlich geringer als gegenwärtig (siehe hierzu Kapitel 4). 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.

3 Anlageninformationen zu den AKW mit 900 MW Reaktoren

3.1 Angaben zur Verfahrenstechnik

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

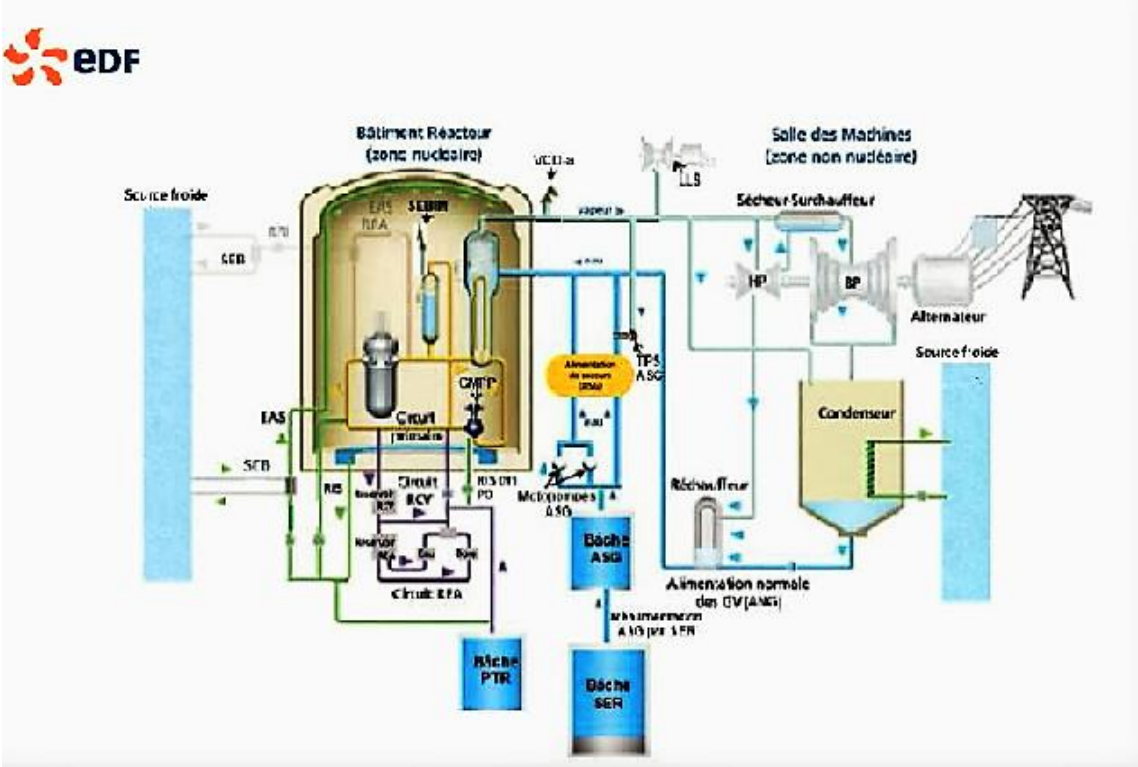


Bild 3: Übersicht zur Verfahrenstechnik (Prinzipdarstellung, Quelle: EdF/1/)

Das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem befindet sich im Hilfsanlagengebäude 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 eins jeweils anderen Blocks wahrnehmen. Das Volumen-

regel- und Chemikalieneinspeisesystem ist notstromgesichert und für seismische Einwirkungen qualifiziert[4].

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 Nachkühlsystem 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 Nachkühlsystem ist notstromgesichert und für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Das Zwischenkühlwassersystem ist im Hilfsanlagengebäude untergebracht. Die Wärmeabfuhr aus dem Zwischenkühlwassersystem erfolgt über Wärmeaustauscher, die durch das Nebenkühlwasser 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 dient der Wärmeabfuhr aus dem Containment bei Kühlmittelverluststörfällen. Die Hauptkomponenten des Containment-Sprühsystem 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 sind ein Flutbehälter mit ca. 1600 m^3 boriertem Kühlmittel sowie ein Borsäurekonzentratbehälter zur Sicherstellung

[4] „für seismische Einwirkungen qualifiziert“ heißt, dass die entsprechenden Maßnahmen und Einrichtungen gegen die Lasten aus dem Erdbeben, dass dem jeweiligen AKW zu Grunde gelegt wurde, ausgelegt sind (sh. auch Kapitel 4.).

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 40 bar in den Primärkreislauf. Bei niedrigem Druck wird die Kühlmitteleinspeisung 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 boriertem 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 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 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 Abfahrsystem 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 m^3 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.

3.2 Angaben zur elektrischen Energieversorgung

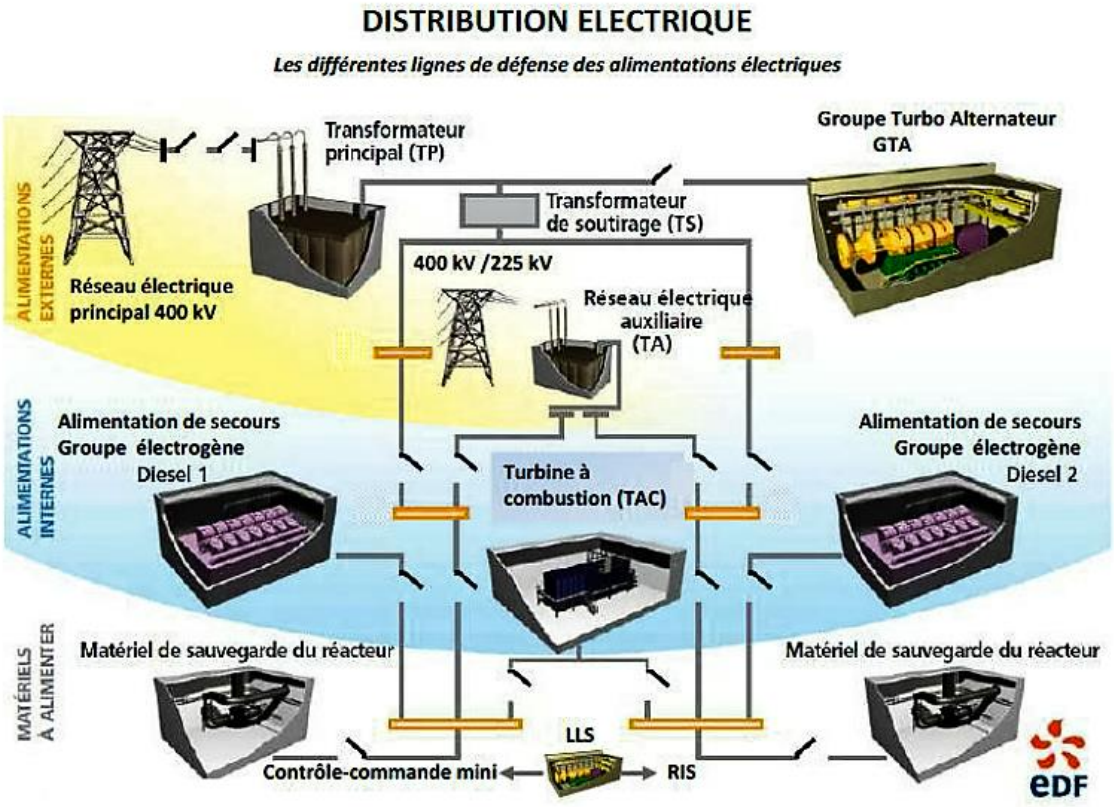


Bild 4: Übersicht zur elektrischen Energieversorgung (Prinzipdarstellung, Quelle: EdF/1/)

Jeder Block ist über einen Haupttransformator (TP) an das 400kV Netz angeschlossen. Es existieren mehrere 6,6kV Eigenbedarfsschienen. Dabei ist auch eine gegenseitige Stromversorgung bei mehreren Blöcke 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 Dieselversorgung 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 sind die Notstromdiesel unabhängig vom Druckluftsystem. 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 Kapazitäten 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 Frischdampfabblaseventile, die Steuerung der Turboeinspeisepumpe sowie die Drucktestpumpe versorgt werden. Das System ist für seismische Einwirkungen qualifiziert.

3.3 Angaben zu den Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes

Die Blöcke verfügen über eine gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters. Im Anforderungsfall wird die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über zwei manuell zu öffnende Ventile eingeleitet. Im Falle einer Druckentlastung wird die Sicherheitsbehälter-Atmosphäre über einen Metallfilter geführt, der 90% der Aerosole zurückhalten soll. Dieser Metallfilter ist für jeden Block einfach vorhanden. Ein anschließender, außerhalb des Containments vorhandener Sandfilter dient der weiteren Filterung /75/. Der Einsatz der gefilterten Druckentlastung ist frühestens 24 Stunden nach Erreichen des Auslegungsdrucks des Containments vorgesehen, der Auslösedruck liegt zwischen 5 und 6 bar. Der Metallfilter und die Rohrleitungen im Inneren des Containments sind für seismische Einwirkungen qualifiziert. Das System ist jenseits der Absperrventile außerhalb des Containments nicht seismisch ausgelegt.

In den Blöcken sind passive, autokatalytische Rekombinatoren für einen Abbau von bei Reaktorunfällen entstehendem Wasserstoff installiert.

Für den Fall eines Verlustes der elektrischen Energieversorgung des AKW sind verschiedene anlageninterne Notfallmaßnahmen vorgeplant. Dazu gehören die Wiederzuschaltung des externen Netzes, die Nutzung externer Versorger oder die Querverbindung zu einem anderen Block.

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

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

Das Feuerlöschsystem verfügt über blockeigene Löschwasservorräte, die teilweise zwischen den verschiedenen Blöcken querverbunden werden können. Die Löschwasserverteilung wird pro Block über zwei notstromgesicherte Pumpen 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.

Auslegungsgemäß hat die Fundamentplatte der AKW mit 900 MW Reaktoren eine Dicke im Bereich von 2,0 m, die des AKW Fessenheim jedoch nur eine Dicke von 1,5 m. Bei neueren Anlagen sind die Fundamentplatten jedoch deutlich stärker ausgeführt. Mit dem Ziel der Verhinderung eines Durchschmelzens der Fundamentplatte im Falle eines Versagens des Reaktordruckbehälters aufgrund einer Kernschmelze wurden die Reaktoren des AKW Fessenheim im Bereich der Fundamentplatten in 2013 nachgerüstet /93, 94/. Es wurde unterhalb des Reaktordruckbehälters eine Auffangeinrichtung für die Schmelze (sog. Core Catcher, sh. auch Bild 5) installiert. Über einen Kanal soll die Schmelze in ein Becken mit ca. 80 Quadratmeter geleitet werden, wo die Schmelze dann so weit abkühlen soll, dass die Gefahr eines Durchschmelzens verhindert wird /77/.

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 m^2 besitzt der Core Catcher im AKW Fessenheim jedoch nur eine Ausbreitungsfläche von ca. 80 m^2. Der Core Catcher des EPR besitzt weiterhin eine passive Kühleinrichtung mit einem großen Wasservorrat, die dafür sorgen soll, dass der geschmolzene Brenn-

stoff im Core Catcher langsam abgekühlt wird /95/. Eine solche Kühleinrichtung ist in den Reaktoren des AKW Fessenheim nach den Angaben in /77/ nicht vorgesehen.

Beim Core Catcher des EPR ist weiterhin eine Einrichtung vorgesehen, die einen Wassereinbruch auf die Auffangfläche unterhalb des Reaktordruckbehälters verhindern soll /95/. Eine gleichartige Einrichtung ist beim Core Catcher für die Reaktoren im AKW Fessenheim nach /77/ nicht vorgesehen. Ganz generell besteht somit die Gefahr der Dampfexplosion verbunden mit einer Zerstörung des Containments /78/.

Die beschriebene Nachrüstung des Fundamentes bedeutet bestenfalls nur eine marginale Verbesserung, da die übliche Fundamentplattendicke aktueller AKW von mehr als 6 Metern nicht erreicht wird und auch eine Entkoppelung der Fundamentplatte, wie sie aus Gründen der Erdbebenfestigkeit sein müsste, nicht realisierbar ist /78/.

Überdies ist nicht nachgewiesen, dass der für den EPR ausgelegte Core Catcher in für eine 900 MW Anlage angepassten Ausmaßen und Bedingungen entsprechend wirksam sein kann.

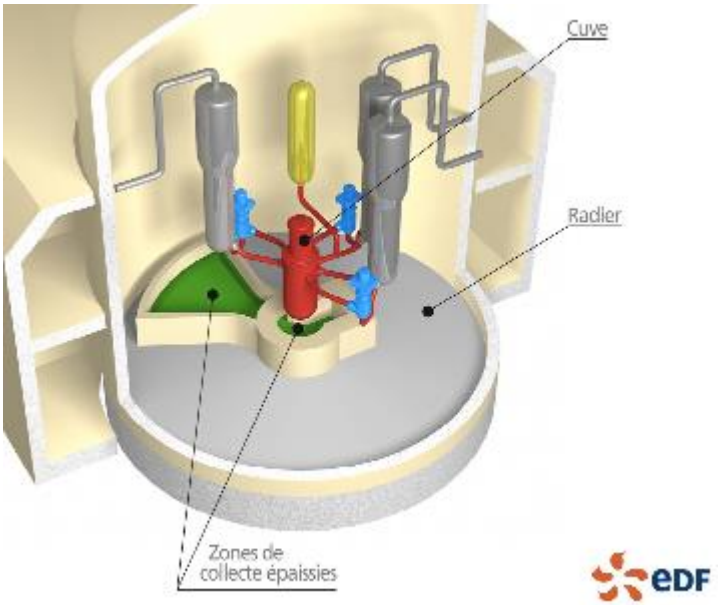


Bild 5: Übersicht über den im AKW Fessenheim vorgesehenen Core Catcher /77/

Im Ergebnis der nach Fukushima durchgeführten Stresstests wurde für die französischen AKW der Aufbau einer nationalen schnellen Eingreiftruppe (Force d'Action Rapide du Nucléaire, FARN) verfügt. Die FARN soll in der Lage sein, innerhalb von 24 Stunden nach Eintreten eines Ereignisses jeden französischen Anlagenstandort zu er-

reichen und die dort vorhandenen Anlagen mit mobilen Einrichtungen und speziell ausgebildetem Personal zu versorgen.

Weiterhin ist seitens der Behörde ASN für die AKW in Frankreich der Aufbau eines „Hardened Safety Core“ gefordert worden /79/. 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 Hilfsanlagengebäudes 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 /80/.

Mit dem „Hardened Safety Core“ sollen notwendige Funktionen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4 (z.B. zur primärseitigen und sekundärseitigen Kühlmitteleinspeisung) und eines Notstandssystems (z.B. Verbunkerung sicherheitsrelevanter Einrichtungen) in das Sicherheitskonzept der bestehenden Anlagen in Frankreich eingefügt werden. Eine Auflistung der im „Hardened Safety Core“ insgesamt vereinten sicherheitsrelevanten Einrichtungen sowie ein Überblick der Einbindung des „Hardened Safety Core“ in einen AKW Block ist im Anhang 2 enthalten. Für die Realisierung des „Hardened Safety Core“ in den französischen AKW ist ein längerer Zeitraum bis 2020 und darüber hinaus vorgesehen /81, 82/.

4 Einer beabsichtigten Laufzeitverlängerung zu Grunde zu legender Stand von Anforderungen an die Anlagensicherheit

4.1 Anwendung des Standes von Wissenschaft und Technik auf bestehende AKW in Frankreich

Seitens IAEA ist gefordert, dass über die gesamte Betriebsdauer einer kerntechnischen Einrichtung ein Höchstmaß an Sicherheit, das vernünftigerweise erreichbar ist, praktiziert wird[5] /43, dort Sicherheitsprinzip 5/.

In Übereinstimmung mit den Anforderungen der IAEA und auf der Grundlage höchstrichterlicher Rechtsprechung muss sich die Vorsorge gegen Schäden aus der Errichtung und dem Betrieb von AKW auch in Deutschland nach dem neuesten Stand von Wissenschaft und Technik richten[6].

In einem Statement der französischen Behörde ASN vom 07.07.2010 zur Sicherheit künftiger AKW /58/ heißt es u.a.: “In 2003, the Director General of Nuclear Safety and Radiation Protection declared to the French Parliamentary Office for the Evaluation of Scientific and Technical Options (OPECST), „It is obvious that we expect more ambitious safety requirements for the EPR reactor as compared to the previous reactor generation. I can specify it in a more direct manner: we would not allow the construction of a N4[7] reactor anymore.””

Weiter heißt es in /58/: “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 safety objectives that take into account the lessons learnt from Three Mile Island, Chernobyl and September 11, 2001 events.”

[5] “Protection must be optimized to provide the highest level of safety that can reasonably be achieved.” /43/

[6] BVerfG 49, 89; sh. auch Roller in /14/, dort Teil 2: „Rechtswissenschaftliche Begutachtung der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden“.
„Es muss diejenige Vorsorge gegen Schäden getroffen werden, die nach den neuesten wissenschaftlichen Erkenntnissen für erforderlich gehalten wird. Lässt sie sich technisch noch nicht verwirklichen, darf die Genehmigung nicht erteilt werden; die erforderliche Vorsorge wird mithin nicht durch das technisch gegenwärtig Machbare begrenzt.“

[7] “N4 reactors are the most recent nuclear reactors that were built in France, at Chooz and Chivaux.” /58/

Hieraus lässt sich ableiten, dass - wie in Deutschland - sich auch in Frankreich die Bewertung der Sicherheit von AKW am neuesten Kenntnisstand, also dem Stand von Wissenschaft und Technik, ausrichtet.

In der Regel wird der Stand von Wissenschaft und Technik durch das jeweils aktuell geltende kerntechnische Regelwerk beschrieben. Wobei davon auszugehen ist, dass das kerntechnische Regelwerk einer kontinuierlichen Überprüfung hinsichtlich Aktualität unterliegt und bei Erfordernis dann auch fortgeschrieben wird.

Im internationalen Rahmen sind von der IAEA die „IAEA Safety Standard Series“[8] 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 AKW[9] an die IAEA Mitgliedstaaten anzusehen und stellen den internationalen Konsens zu Anforderungen an die Sicherheit von AKW dar.

Im europäischen Rahmen sind von WENRA die „WENRA Safety Issues“ /3/ entwickelt 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 /4/ werden demgemäß die „WENRA Safety Issues“ /3/ als Bezugsmaß für den zu gewährleistenden Stand der Sicherheit von AKW und dessen regelmäßiger Bewertung erläutert[10], wie auch von ENSREG[11] beschrieben.

---

[8] http://www-ns.iaea.org/standards/

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

[10] /4/, dort insb. (Nr. 17 – Beschreibung des den „WENRA Safety Issues“ zu Grunde liegende Defence-in-Depth Konzept als „anerkannte Grundsätze der gestaffelten Sicherheit“), (Nr. 23 – „Das zu prüfende gemeinsame spezifische technische Thema sollte auf der Grundlage der von WENRA festgelegten Sicherheitsreferenzniveaus….ausgewählt werden.“)

[11] ENSREG – European Nuclear Safety Regulators Group (independent, expert advisory group created in 2007 following a decision of the European Commission)
„In the frame of review of the nuclear safety framework, the Council of the European Union adopted an amendment to the 2009 Nuclear Safety Directive on 8 July 2014 (Directive 2014/87/Euratom). The amendment takes account of the lessons learned from the Fukushima nuclear accident, EU nuclear stress tests, and the safety requirements of the Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) and the international Atomic Energy Association (IAEA).” (http://www.ensreg.eu/news/amended-nuclear-safety-directive)

Inhaltlich untersetzt sind die „WENRA Safety Issues“ durch die sog. WENRA Reference Level (WENRA Ref.-Level)[12] /3/. Gegenwärtig sind in WENRA die für die Genehmigung und Aufsicht von Atomkraftwerken zuständigen Behörden aus insgesamt 17 europäischen Ländern, u.a. auch aus Frankreich, vertreten.

In der französischen “Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations” /9, dort Article 1.2/ ist festgelegt, dass die Sicherheit auf der Grundlage des aktuellen Wissensstandes, jedoch unter Beachtung wirtschaftlicher Aspekte, nachgewiesen sein muss[13].

In einer ASN Information Notice vom 29. 05. 2012 /59/ heißt es mit Bezug auf /9/ 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 Sicherheitskonzept[14] und wird auch als Reaktor der 3. (Sicherheits-) Generation (Generation III) bezeichnet /39/. Ein beim EPR eingebauter Core-Catcher soll 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 /5/ gelten, als dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend in Frankreich anzusehen sind[15].

---

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

[13] “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 /38/ to be brought to as low a level as possible under economically acceptable conditions.” /9/

[14] Erläuterungen hierzu in /39/

[15] Sh. hierzu die Erläuterungen von ASN in /31/ wonach bei den durchzuführenden PSR als Bezugsmaßstab die Anforderungen an den EPR heranzuziehen sind.

Seitens ASN ist in /37/ in Bezug auf die in Frankreich in Betrieb befindlichen AKW beschrieben, dass als Voraussetzung für einen Betrieb dieser AKW über die ursprünglich vorgesehene Betriebsdauer hinaus ein stark verbessertes Sicherheitsniveau zu erreichen sei. Als ein diesbezüglicher Bezug ist das Sicherheitskonzept des EPR angegeben worden. Konkret heißt es hierzu in /37/: **„**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 /31, dort S. 12/ (PSR: Safety reassessment, Basis: **…..** „New reactors standards ("Technical guidelines for design and construction of the next generation of nuclear power plants with pressurized water reactors")").

Im Jahresbericht 2014 zum Stand der nuklearen Sicherheit der französischen AKW /12/ 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 requirements[16] 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 IRSN[17], in der dargelegt wird, dass die französischen Anlagen bei einem längerfristigen Betrieb an das Si-

[16] Baseline safety requirements – Anforderungen, resultierend aus den jeweils geltenden Regeln /42/

[17] IRSN- Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire

cherheitsniveau des EPR anzupassen wären /10/ („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 /11/ („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[18] wird die Angleichung der bestehenden AKW an den EPR Sicherheitsstandard für deren längerfristigen Betrieb in Aussicht gestellt /60/ („take into account as reference the GEN 3 safety objectives, like EPR"). Dieser Ansatz wurde als eine Voraussetzung für einen längerfristigen Betrieb durch EDF jüngst, 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" /85/[19].

Kürzlich hat ASN den Guide Nr. 22 „Design Druckwasserreaktoren" („Conception des réacteurs à eau sous pression"/68/) veröffentlicht. Dieser Guide ist auf die Auslegung neuer Anlagen ausgerichtet, soll nach ASN jedoch auch bei periodischen Sicherheitsüberprüfungen herangezogen werden /67/[20]. Nach Information von ASN soll sich der Guide Nr. 22 in wesentlichen Sachverhalten auf /2/, /3/, /4/ und /61/ abstützen. Der Guide dient der technischen Untersetzung von /9/.

Anforderungen an die Sicherheit von AKW sind insbesondere auf der Grundlage der Bewertung der Ursachen und Folgen des Unfalls im japanischen AKW Fukushima auch außerhalb von Frankreich umfassend geprüft und überarbeitet worden. Beispielhaft werden hier aktuell gültige kerntechnische Regelwerke von Ländern in der Nachbarschaft von Frankreich herangezogen, die vergleichbar alte AKW betreiben oder aber auch gegenwärtig neue AKW errichten.

Im finnischen kerntechnischen Regelwerk /87/ sind im Vergleich zu den o.g. Anforderungen ähnlich hohe Anforderungen an die zu gewährleistende Sicherheit von AKW

---

[18] EDF - Électricité de France

[19] Diese Aussage bezieht sich konkret auf die 900 MW Anlagen.

[20] «Le guide n° 22 constitue ainsi une référence en France pour la conception de nouveaux réacteurs et un outil permettant de présenter, dans un contexte international, les pratiques françaises en matière de sûreté nucléaire. Les recommandations de ce guide pourront également être utilisées dans le cadre de la recherche d'améliorations à apporter aux réacteurs existants, notamment à l'occasion de leurs réexamens périodiques. » /67/

formuliert: „The safety of nuclear energy use shall be maintained at as high a level as practically possible”[21].

Im niederländischem kerntechnischen Regelwerk /88/ findet man hierzu vergleichbare Anforderungen: „The Dutch Safety Requirements (DSR) describe the best technology currently available for new light water power reactors and research reactors. ……. . Where existing reactors are concerned, the Safety Guidelines provide insight into the latest nuclear safety developments and insights to facilitate continuous improvement. Evaluation of a nuclear reactor’s safety in the light of the best technology currently available may warrant action to improve nuclear safety, insofar as such action may reasonably be expected.”[22]

Im belgischen kerntechnischen Regelwerk /84/ ist hierzu im Artikel 14, der sich mit Anforderungen an die periodische Sicherheitsüberprüfung von AKW befasst, festgelegt, dass diesen Prüfungen u.a. die Entwicklungen in den Normen zur nuklearen Sicherheit, zu Technologien, bei der Forschung und Entwicklung und bei internationalen Vorschriften zu Grunde zu legen sind: „En complément des études de sûreté nucléaire réalisées dans d'autres cadres, l'objectif d'une révision périodique est de réaliser une évaluation systématique de la sûreté nucléaire d'une installation, et plus particulièrement :……. - les évolutions intervenues au niveau des normes de sûreté nucléaire, de la technologie, de la recherche et développement, ainsi que de la réglementation internationale;”[23]

In Deutschland sind in 2013 die “Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke” /7, 8/ veröffentlicht worden. In Bezug auf die Anwendung des Standes von Wissenschaft und Technik zur Bewertung der Sicherheit bestehender Anlagen heißt es dort: „Die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke" gelten für Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität (Kernkraftwerke). Sie enthal-

[21] SAFETY DESIGN OF A NUCLEAR POWER PLANT, STUK, GUIDE YVL B.1 / 15 November 2013

[22] Safety Guidelines Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors 08-10-2015, Authority for nuclear safety and radiation protection (www.anvs.nl).

[23] 30 NOVEMBRE 2011. - Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires (NOTE : Consultation des versions antérieures à partir du 21-12-2011 et mise à jour au 28-08-2015), http://www.ejustice.just.fgov.be/cgi_loi/change_lg.pl?language=fr&la=F&cn=2011113018&table_name=loi

ten grundsätzliche und übergeordnete sicherheitstechnische Anforderungen im Rahmen des untergesetzlichen Regelwerks, welche der Konkretisierung der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage nach § 7 Absatz 2 Nummer 3 des Atomgesetzes (AtG) sowie von Anforderungen nach § 7d AtG dienen."

Als grundlegendes Ziel für die Sicherheit (grundlegendes Sicherheitsziel) von AKW gilt, dass unter Einbeziehung der Maßnahmen und Einrichtungen auf allen Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts[24]

- (frühe) Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage aufgrund eines frühzeitigen Versagens oder einer Umgehung des Sicherheitsbehälters, die Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes erfordern, für deren Umsetzung jedoch nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht oder
- (große) Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage, die räumlich umfangreiche und zeitlich langandauernde Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes erfordern

auszuschließen[25] sind oder die radiologischen Auswirkungen sind soweit zu begrenzen, dass Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes nur in räumlich und zeitlich begrenztem Umfang erforderlich werden (siehe hierzu auch /4/).

Dieses grundlegende Sicherheitsziel hinsichtlich der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit gilt nach /2/ 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[26]. Dies ist auch in Übereinstimmung mit der „Vienna Declaration on Nuclear Safety" der IAEA, die in 2015 veröffentlicht[27] wurde /40/.

---

[24] Das Gestaffelte Sicherheitskonzept bildet die sicherheitstechnische Grundlage bei Auslegung und Betrieb von AKW. Aufbau und Funktionsweise des Gestaffelten Sicherheitskonzepts sind im WENRA/RHWG Report „Safety of new NPP designs", March 2013 und in /2/ umfassend beschrieben.

[25] Das Eintreten eines Ereignisses oder Ereignisablaufs oder Zustands kann als ausgeschlossen angesehen werden, wenn das Eintreten physikalisch unmöglich ist oder wenn mit einem hohen Maß an Aussagesicherheit das Eintreten als extrem unwahrscheinlich angesehen werden kann.

[26] Sh. hierzu in /2/, 2.11; in /4/, Article 8a und Article 8c; in /9/, Article 3.9; in /5/, A1.1 d);

[27] "1. New nuclear power plants are to be designed, sited, and constructed, consistent with the objective of preventing accidents in the commissioning and operation and, should an accident occur, mitigating possible releases of radionuclides causing long-term off site contamination and avoiding early radioactive releases or radioactive releases large enough to require long-term protective measures and actions.

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/[28]. Demnach sind bei den sich in Betrieb befindlichen AKW solche Bewertungsmaßstäbe anzuwenden, die jeweils dem aktuellsten Stand entsprechen. Hierzu sind eben auch die in Bild 6 angegebenen „modern standards including new reactors“ zu zählen. Für die in Betrieb befindlichen AKW besteht somit die Aufgabe, demgegenüber gegebenenfalls vorhandene Abweichungen festzustellen sowie zu deren Beseitigung entsprechende Nachrüstkonzepte zu entwickeln und, soweit angemessen und erreichbar, praktisch umzusetzen.

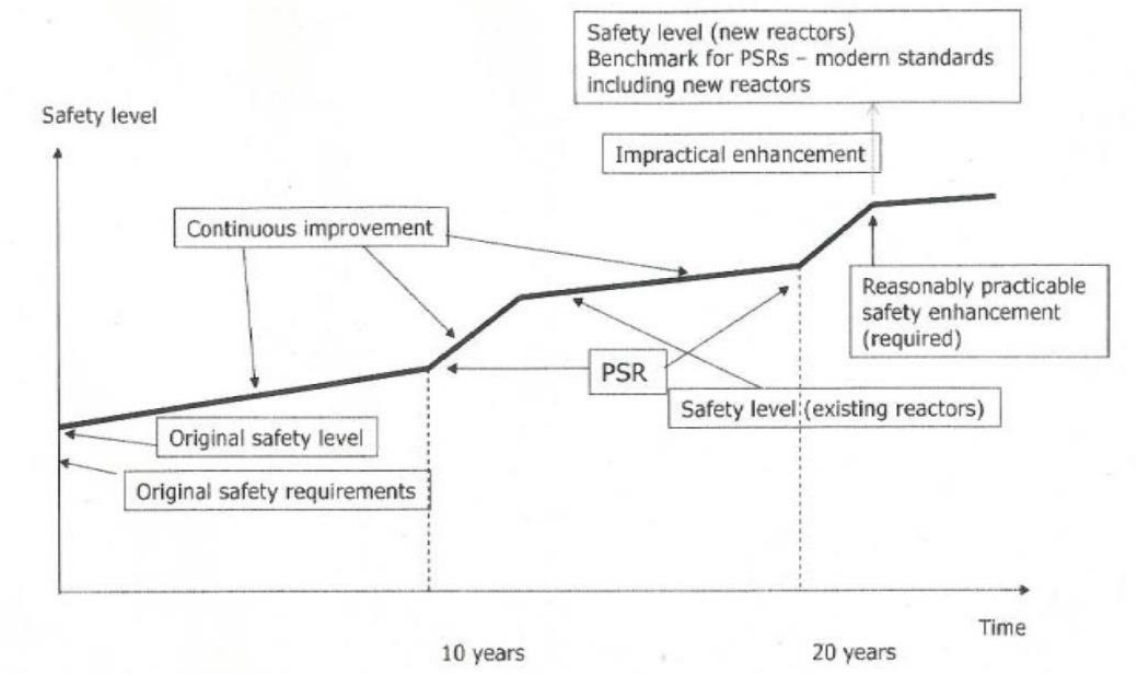


Bild 6: Konzept der kontinuierlichen sicherheitstechnischen Verbesserung bestehender AKW (Bild 6 wurde /13/ entnommen. „PSR“ steht für „Periodic Safety Review“)

2. Comprehensive and systematic safety assessments are to be carried out periodically and regularly for existing installations throughout their lifetime in order to identify safety improvements that are oriented to meet the above objective. Reasonably practicable or achievable safety improvements are to be implemented in a timely manner.” /40/

[28] Dieses Papier dient der Interpretation von Article 8a der EU Nuclear Safety Directive /4/

In vergleichbarer Weise äußert sich die IAEA in den „Safety Standards Series“[29]. In Bezug auf die Anwendung der aktuell von der IAEA empfohlenen Sicherheitsanforderungen /2/ 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 designs[30], 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.” /2, dort 1.3/.

In der eben zitierten Unterlage von WENRA /13/ 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 und Technik entsprechen. Für die Gruppe der AKW mit 900 MW Reaktoren wären demnach auch die Anforderungen heranzuziehen, die aktuell für den EPR in Frank-

[29] “Requirements for nuclear safety are intended to ensure the highest level of safety that can reasonably be achieved for the protection of workers, the public and the environment from harmful effects of ionizing radiation arising from nuclear power plants and other nuclear facilities. It is recognized that technology and scientific knowledge advance, and that nuclear safety and the adequacy of protection against radiation risks need to be considered in the context of the present state of knowledge. Safety requirements will change over time; this Safety Requirements publication reflects the present consensus.” /2, dort 1.1/

[30] Gemeint sind hier die sich in Betrieb befindlichen AKW.

reich /5/ gelten. Gegebenenfalls vorhandene Abweichungen wären im Lichte der Erfüllbarkeit des o.g. grundlegenden Sicherheitsziels sicherheitstechnisch zu bewerten.

Gemäß Auftrag sind die für die Sicherheit bezüglich einer Laufzeitverlängerung der 32 CP0, CP1 und CP2 Reaktoren relevanten Anforderungsprofile zu bestimmen, und es sind die konkreten, belegbaren Sicherheitsdefizite, insbesondere auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 des Gestaffelten Sicherheitskonzepts[31], zu benennen. Die Machbarkeit erforderlicher Sicherheitsverbesserungen ist zu bewerten.

In die Ermittlung der Anforderungsprofile werden nach den obigen Darlegungen insbesondere einbezogen:

- der Internationale Stand der Anforderungen, repräsentiert durch die Empfehlungen der IAEA,
- der europäische Stand der Anforderungen, insbesondere repräsentiert durch die EU Sicherheitsdirektive /4/, die WENRA Ref.-Level für bestehende AKW /3/ sowie die WENRA-Anforderungen an neue AKW /61/,
- Die in den an Frankreich angrenzenden Staaten mit AKW (Belgien /84/, Niederlande /88/, Finnland /87/, Deutschland /7, 8/) sowie in Frankreich selbst geltenden Sicherheitsanforderungen sollen, soweit sie den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentieren, in die Bewertung einbezogen werden.

Als maßgeblich werden hier nur solche Anforderungen behandelt, deren Nichteinhaltung ein erhöhtes Potential für schwerwiegende Risiken für Menschen und die Umwelt zur Folge haben können[32].

Zusammenfassung zur Anwendung des Standes von WuT auf bestehende AKW:

- Das grundlegende, und somit als Sicherheitsmaßstab dienende, Sicherheitsziel lautet gemäß EU-Sicherheitsdirektive /4, dort Artikel 8a/:

[31] Im Gegensatz zu den Sicherheitsebenen 3 und 4 sind die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Sicherheitsebenen 1 und 2 bei betriebenen AKW insbesondere über die Auswertung der Betriebserfahrung bestimmbar. Die Auswertung der Betriebserfahrung ist jedoch nicht Gegenstand dieser Untersuchungen.

[32] Von Bedeutung für die Anlagensicherheit sind auch betriebliche Aspekte der Qualitätsgewährleistung, der Betriebsführung, der Sicherheitskultur usw., deren Nichteinhaltung ebenfalls zu den angesprochenen Risiken führen können. Diese Aspekte sind jedoch nicht Gegenstand dieser Ausarbeitung.

„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 Notfallschutzmaßnahmen 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 /4/ 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 /13/ angegeben.

- Für die Bewertung des Standes der Sicherheit bestehender AKW sind die aktuellen, den Stand des Wissens repräsentierenden Standards anzuwenden.

- In Frankreich wird der Stand des Wissens durch die Anforderungen an den EPR dargestellt[33]. Seitens der französischen Behörde sowie des von der Behörde herangezogenen Gutachters werden nach vorliegendem Kenntnisstand infolgedessen die Anforderungen an den EPR als Prüfmaßstab für die bestehenden AKW zu Grunde gelegt.

4.2 Den Anforderungsprofilen zu Grunde zu legende Regeln und Richtlinien

Internationaler Stand bei Regeln und Richtlinien

Die IAEA ist Autor und Herausgeber der „IAEA Safety Standards". Sie reflektieren den internationalen Konsens über die Einhaltung eines hohen Sicherheitsstandards von AKW zum Schutz von Menschen und Umwelt gegen schädliche Effekte durch ionisierende Strahlung. In der Kategorie „Safety Requirements" der „IAEA Safety Standards"

[33] Die im Guide de l'ASN n°22 /68/ angegebenen Sicherheitsanforderungen gehen nicht über die Sicherheitsanforderungen, die in /5/ für den EPR beschrieben sind, hinaus.

sind die grundlegenden Anforderungen zusammengefasst, die nach Auffassung der IAEA erfüllt werden müssen, um den Schutz von Menschen und der Umwelt jetzt und in der Zukunft zu sichern.

Das Defence-in-Depth Sicherheitskonzept dient den Safety Standards der IAEA als sicherheitstechnische Grundlage, wobei hier insbesondere die die Auslegung von AKW betreffenden "Specific Safety Requirements, SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design“ von 2016 /2/ in den jeweiligen „shall“-Formulierungen als Bewertungsmaßstab heranzuziehen sind[34].

Europäischer Stand der Regeln und Richtlinien

Mit Bezug auf die WENRA-Ref. Level /3/ hat die EU die „RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM“ /4/ (EU Sicherheitsdirektive) zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen in Europa veröffentlicht. Die Anforderungen an die Implementierung und den Erhalt des Defence-in-Depth Sicherheitskonzepts bilden in der EU Sicherheitsdirektive einen inhaltlichen Schwerpunkt zur Gewährleistung der Sicherheit von AKW.

In der EU Sicherheitsdirektive /4/ werden die von WENRA entwickelten und nach dem Unfall im japanischen AKW aktualisierten WENRA Ref.-Level /3/ als Bezugsmaß für den zu gewährleistenden Stand der Sicherheit von AKW und dessen regelmäßiger Bewertung beschrieben. Die WENRA Ref.-Level sind als ein harmonisierter europäischer Sicherheitsstandard für AKW anzusehen.

Von Bedeutung in Bezug auf die Bestimmung eines Anforderungsprofiles sind weiterhin die „European Utility Requirements for LWR nuclear power plants“ (EUR) /6/. Die EUR sind auf Initiative 15 europäischer Stromversorgungsunternehmen als einheitlicher Sicherheitsrahmen für neu zu errichtende AKW entwickelt worden. Im Sinne einer europäischen Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen sollen die EUR sich an den WENRA Safety Objectives orientieren /55/. Die Bedeutung der EUR für bestehende AKW bewertet die schwedische Betreiberorganisation Vattenfall, die Mitglied der an den EUR beteiligten Stromversorgungsunternehmen ist, in /62/ wie folgt: „The overall

[34] Weitere Standards sind von Bedeutung, wie z.B. Safety Requirements No. NS-R-3 (Rev. 1), Site Evaluation for Nuclear Installations von 2016 /15/

objective for the Swedish participation has been to obtain a basis for further development of the safety of the existing plants“.

Französischer Stand der Regeln und Richtlinien

Es gelten in Bezug auf grundlegende Anforderungen an die kerntechnische Sicherheit insbesondere:

- Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations /9/.
- Decree No. 2007-534 of 10 April 2007, Decree Authorising the Creation of the “Flamanville 3”, Basic Nuclear Installation, Including an EPR Nuclear Power Plant at Flamanville (Manche Department) /32/

Von Bedeutung sind aber auch Verlautbarungen der französischen Behörde ASN zu einzelnen sicherheitstechnischen Fragestellungen, wie z.B.

- ASN "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear pressurized water plant units" /5/.
- ASN Guide Nr. 22 „Design Druckwasserreaktoren“ („Conception des réacteurs à eau sous pression“/68/)
- ASN, Basic safety rule 2002-1 of 26th december 2002 - Development and utilisation of probabilistic safety assessments /63/
- ASN, Basic safety rule 2001-01 of 31 may 2001 - Determination of the seismic risk for the safety of surface basic nuclear installations /16/
- ASN Guide No. 13 **-** Protection of Basic Nuclear Installations against external flooding, (january 2013) /52/
- ASN Meinungen oder Positionen zu sicherheitstechnischen Fragestellungen wie z.B.: 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, Published on 21/04/2016 /57/

Regelungen in weiteren europäischen Ländern. u.a.

- Finnland
  - Safety design of a nuclear power plant (Guide YVL B.1) /87/

- Provisions For Internal And External Hazards At A Nuclear Facility (Guide YVL B.7) /86/

- Niederlande

- Safety Guidelines. Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors and DSR /88/

- Deutschland

- „Sicherheitsanforderungen an KKW“ vom 3. März 2015 /7/

- Interpretationen zu den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /8/

- Belgien

- Roi des Belges (2011): Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires /84/

- Class I Guidance, Guideline on the categorization and assessment of accidental aircraft crashes in the design of new class I nuclear installations /24/

- Class I Guidances, Guideline on the evaluation of the external flooding hazard for new class I nuclear installations /90/

- Class I Guidances, Guideline on the evaluation of the seismic hazards for new class I nuclear installations /91/

- Class I Guidances, Guideline - Safety demonstration of new class I nuclear installations: approach to Defence-in-Depth, radiological safety objectives and the application of a graded approach to external hazards /92/

4.3 Herleitung der Anforderungsprofile

4.3.1 Sicherheitsanforderungen in Bezug auf den Schutz gegen externe Einwirkungen unter Berücksichtigung von Standortentwicklungen

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 zivilisationsbedingte) 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 /2, dort Requirement 17/ angegeben, eine Auflistung von Anforderungen an die bei der Auslegung von AKW zu berücksichtigenden externen Einwirkungen, u.a. Erdbeben, Überflutung, Flugzeugabsturz, enthält /15/[35]. Speziell in Bezug auf die Auslegung gegen naturbedingte Einwirkungen ist in /2/ gefordert, dass cliff-edge Effekte ausgeschlossen sein sollen[36].

In Übereinstimmung mit den Empfehlungen der IAEA fordert WENRA im Ref.-Level E5.2 die Berücksichtigung anlagenexterner Einwirkungen bei der Auslegung von AKW. Nach WENRA Ref.-Level F2.2 sollen auch auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen in die Betrachtungen einbezogen werden. In Ref.-Level F3.1 ist gefordert, dass solche Sicherheiten in Bezug auf die Auslegung gegen externe Einwirkungen vorhanden sein müssen, dass „cliff-edge“ Effekte ausgeschlossen werden können. Ähnlich gelagerte Anforderungen in Bezug auf die Einwirkung „Erdbeben“ enthalten auch die EUR /6, dort 2.1.5.3.1/.

In Frankreich gelten generelle Anforderungen hinsichtlich der Berücksichtigung externer Einwirkungen beim Nachweis der Sicherheit von AKW /9, Article 3.6/.

In /64/ wird seitens ASN darauf verwiesen, dass im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen ein Reassessment der Sicherheit des betreffenden AKW stattfindet: “As licensee of basic nuclear installations (BNIs) and in accordance with Article L. 593-18 of the Environment Code, Electricité de France (EDF) is required to conduct a safety review of each of its reactors every ten years.
The purpose of this periodic review is to assess the condition of each reactor in the light of the applicable rules and to update the assessment of the risks or drawbacks

[35] In /15/ sind die wesentlichen Anforderungen an Erdbeben aufgelistet unter 3.1-3.4, an Überflutung unter 3.18-3.32 und an Flugzeugabsturz unter 3.44-3.47.

[36] 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. /2/
Hinweis: Erläuterung des Begriffes “cliff-edge” unter Fußnote Nr. 53

that presents this reactor with regard to the interests mentioned in Article L. 593-1 of the Environment Code, more specifically taking account of the condition of the facility, the experience acquired during its operation, evolution of knowledge and the rules applying to similar facilities. It must also take account of international best practices." Neben anderen Aspekten ist auch ein „Reassessment of hazard-related risks" Teil der periodischen Sicherheitsüberprüfung.

In Finnland ist für AKW ein umfassendes Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen, speziell auch für den Fall eines Flugzeugabsturzes, gefordert /89, Kapitel 603, 4. d. und e./.

In Deutschland gelten ähnliche Anforderungen /7, Kapitel 2.4 und 4.2/.

In den Niederlanden wird ebenfalls ein Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen gefordert: „Concept of protection against internal and external hazards" /88, Artikel 2.5/. Im Anhang 2 dieser Regel („Requirements for provisions and protection against hazards") werden die einzuhaltenden Anforderungen präzise angegeben, u.a. in 4.2.1.1 zu den Einwirkungen aus Erdbeben, in 4.2.1.2 zu den Einwirkungen aus Überflutungen und in 4.2.2.1 zu den Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz..

In Belgien sind im Regelwerk /84/, dort Artikel 20.3, die externen Einwirkungen aufgelistet, die mindestens bei der Auslegung eines AKW zu berücksichtigen sind: „ Parmi les événements d'origine externe à prendre en considération figurent au minimum les événements d'origine naturelle caractéristiques du site, tels que:". Dazu zählen Erdbeben und Überflutungen, aber auch der Flugzeugabsturz: „- les inondations externes, - les séismes, ainsi que les événements résultant d'activités humaines tels que : - les chutes d'aéronefs". Spezifische Anforderungen an die Berücksichtigung von Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz für neu zu errichtende Anlagen sind in einer spezifischen belgischen Richtlinie geregelt[37].

4.3.1.1 Naturbedingte Einwirkungen

Übergreifende Aspekte

[37] Class I Guidances Guideline on the categorization and assessment of accidental aircraft crashes in the design of new class I nuclear installations, February 2015 (FANC 2015)

Die grundlegenden Anforderungen an die Berücksichtigung naturbedingter Einwirkungen in Bezug auf die Sicherheit von AKW sind in den IAEA Specific Safety Guides hinsichtlich Erdbeben im SSG-9 /25/ sowie zur Überflutung im SSG-18 /26/ beschrieben. Im IAEA SSG 18 /26/ wird u.a. in 2.18 auch auf die Möglichkeit signifikanter klimatischer Veränderungen im Bereich des AKW Standortes sowie auf die Notwendigkeit deren Berücksichtigung bei der Bewertung der Anlagensicherheit hingewiesen[38].

Im WENRA Ref.-Level T4.2 /3/ ist konkret gefordert, dass AKW gegen Einwirkungen wie Erdbeben oder Überflutung mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr ausgelegt sein sollen.[39] Sofern sich z.B. erdbebenbedingte Einwirkungen in diesem Häufigkeitsbereich nicht mit hinreichender Aussagezuverlässigkeit ermitteln lassen, sollte mit ingenieurmäßigen Bewertungen deterministisch eine sichere Ereignisbeherrschung sowie eine hohe Robustheit ausgewiesen werden. Im Minimum soll dabei die Bodenbeschleunigung des Bemessungserdbebens 0,1g nicht unterschreiten, vorausgesetzt, dass standortbezogen nicht schon höhere Werte anzuwenden sind.

Um die Anforderung an die Bewertung der Unsicherheiten zu erfüllen, ist nach /25, dort 2.6/ eine systematische Erfassung der aleatorischen[40] und epistemischen[41] Unsicherheiten in allen relevanten Schritten der Gefährdungsanalyse erforderlich. Insbesondere ist hierfür die Zuverlässigkeit der Datengrundlage zu diskutieren (hinsichtlich der Bewertung von Unsicherheiten bei der Ermittlung von hydrologischen und meteorologischen Einwirkungen siehe bspw. Specific Safety Guide SSG-18 der IAEA /26, dort 2.34/). Im WENRA Ref.-Level T3.3 /3/ werden in diesem Zusammenhang folgende Anforderungen an die durchzuführende standortbezogene Gefährdungsanalyse gestellt: „The methods and assumptions used shall be justified. Uncertainties affecting the results of the hazard assessments shall be evaluated.“

---

[38] 2.18. Climatic variability and climate change may have effects on the occurrence of extreme meteorological and hydrological conditions. Over the lifetime of an installation, it is possible that the climate at the site will undergo significant changes. /26/

[39] T4.2 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. Where it is not possible to calculate these probabilities with an acceptable degree of certainty, an event shall be chosen and justified to reach an equivalent level of safety. For the specific case of seismic loading, as a minimum, a horizontal peak ground acceleration value of 0.1g (where ‘g’ is the acceleration due to gravity) shall be applied, even if its exceedance frequency would be below the common target value. /3/

[40] Aleatorisch-vom Zufall abhängige

[41] Epistemisch-erkenntnistheoretisch bedingte

Im Hinblick auf die Festlegung des Bemessungsereignisses für die jeweils zu berücksichtigende Einwirkung wird im WENRA Ref.-Level T4.3 /3/ auch ein Vergleich des ermittelten Bemessungsereignisses mit historischen Ereignissen gefordert: „The design basis events shall be compared to relevant historical data to verify that historical extreme events are enveloped by the design basis with a sufficient margin."

In WENRA ist angegeben, dass alle Maßnahmen und Einrichtungen, die zur Erfüllung der grundlegenden („fundamental") Sicherheitsfunktionen erforderlich sind, gegen externe Einwirkungen auszulegen sind. Konkret sind gemäß WENRA Ref.-Level E8.3 /3/ zur Ereignisbeherrschung nur solche Maßnahmen und Einrichtungen zu belasten, die nach den Anforderungen des WENRA Safety Issue G /3/ entsprechend qualifiziert sind. In Bezug auf nichtqualifizierte Maßnahmen und Einrichtungen ist zu gewährleisten, dass dadurch keine negative Einwirkungen auf den Ereignisverlauf verursacht werden können (sh. hierzu WENRA Ref.-Level T5.4[42]/3/). Insofern sind nicht oder nicht ausreichend gegen die genannten Einwirkungen ausgelegte Maßnahmen und Einrichtungen im Rahmen erforderlicher Nachweisführungen als ausgefallen zu betrachten.

Nach WENRA Ref-Level T6.1 /3/ ist darüber hinaus die Analyse auslegungsüberschreitender anlagenexterner Einwirkungen gefordert.

Spezifische Anforderungen - Erdbeben

In Bezug auf die Auslegung gegen Erdbeben wird nach WENRA Ref.- Level T4.2 /3/ gefordert: „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".

Nach den EUR /6, dort 2.4.1.2.1/ soll ein AKW so ausgelegt sein, dass es ein sog. „Design Basis Earthquake" (DBE)[43] beherrscht.

---

[42] For each design basis natural event, the necessary SSCs (Structures, Systems, Components) should be identified and classified in accordance with Issue G, taking due consideration of the credible combination of the event with other events, and qualified against the event under consideration or protected by suitable measures. The performance of non-safety SSCs should also be considered to avoid potential secondary damage to necessary SSCs. /45/

[43] In den EU-Requirements /6, dort 2.4.1.2.1.3/ ist gefordert: „The free-field zero-period horizontal acceleration at ground level of the DBE is set at 0,25 g and is associated with three ground motion response spectra."…."The Standard Design* which results from this procedure is expected to be able to withstand

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 /16/. Demnach baut das deterministisch geprägte französische Schutzkonzept gegen Lasten aus Erdbeben auf ein sog. „“Maximum Historically Probable Earthquakes" (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.” /16, 48, 49/[44] auf. Davon ausgehend wird ein sog. "Safe Shutdown Earthquakes" (Séismes Majorés de Sécurité - SMS[45]) /16/ bestimmt. Dabei kommt eine einfache Gleichung unter Bezugnahme auf die standortbezogene Erdbeben-Intensität I zur Anwendung:

$$I(SMS) = I(SMHV) + 1$$ [46]

Das nach /16/ im Minimum festgelegte seismische Level liegt bei 0,1g[47] [48] /46/.

In Bezug auf die Auslegung des „Hardened Safety Cores“ sind in Frankreich erhöhte Anforderungen[49] im Rahmen des Stresstests nach Fukushima diskutiert worden. Nach

---

site-specific Safe Shutdown Earthquake* (SSE) seismic events at a higher level than 0,25 g ground motion, as the SSE will be related to a single spectrum and a single set of soil parameters.”

[44] Allerdings soll nach /68, 3.3.3.2.7/ für naturbedingte Einwirkungen eine Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr gelten, für Einwirkungen aus Erdbeben gilt jedoch ein deterministischer Ansatz /68, 3.3.3.2.9)

[45] “Definition of a "Safe Shutdown Earthquakes“ (SMS) to account for uncertainty on the definition of MPHE, which may be completed by paleoseismological evidences.” /47/

[46] “A one-degree increase in intensity corresponds to an increase in magnitude conventionally set at 0.5.” /47/

[47] “The spectrum adopted by the licensee for sizing its installation may not be less than a minimum fixed spectrum with acceleration at 0.1 g and infinite frequency.” /47/

[48] Siehe auch /68/, dort 3.3.3.2.9

[49] “In this context of ‘Hard Core’ definition, the Safety authority asked all the operators to propose, for each NPP, a ‘Hard Core seismic Level’ ‘significantly higher than seismic level currently defined in the regulation’. The current regulation to assess the seismic hazard for NPP is presented in the first section of present article, and is the deterministic RFS 2001-01.
Then, in 2013, operators proposed their Hard Core seismic levels mainly based on a flat rate increase of the Safe Shut Down Level (combined with paleo event if any), homogeneous on the whole frequency band. These Hard Core Levels are still under instruction by the IRSN, technical support of the ASN, which recently asked the operators to complete their justifications by performing probabilistic seismic hazard assessments (PSHA) to associated return periods to the Hard Core Seismic Levels. The requirement is that this return period should be ‘significantly higher than the 10^{-4} return period currently

vorliegenden Informationen soll das „Hardened Safety Core“ gegen Erdbeben wie folgt ausgelegt sein: “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.“/35/[50]

Die Anforderungen an den EPR /5/ lassen in Bezug auf die Auslegung des AKW gegen Erdbeben zwei Entscheidungen zu:

- Standortspezifische Spektren und Beschleunigungswerte (Bild 7) oder
- Standardisierte Auslegung gegen Erdbeben der Intensität VIII auf der MSK-Skala

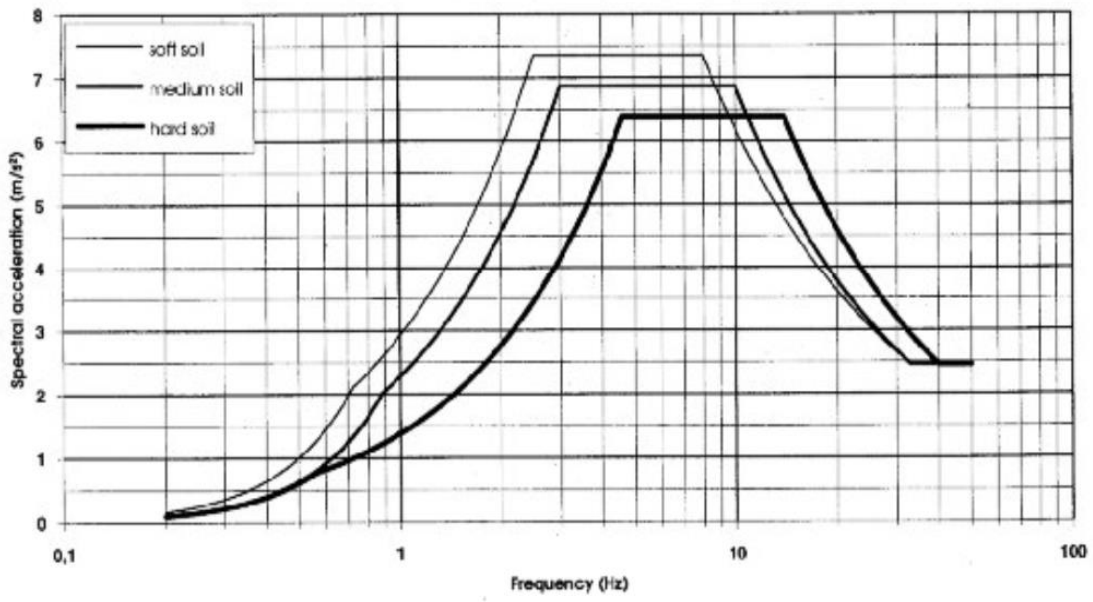


Bild 7: Erdbebenspektren zur Auslegung des EPR /aus 5/

being the reference for NPP design’, conforming the ENSREG recommendation resulting from the European Peer review”. /50/

[50] Ergänzend wird von französischer Seite in/51/ ausgeführt:
“Licensees must define a HSC reference seismic spectrum meeting the following requirements:
– Be 50% higher than the seismic spectrum chosen as a reference for the design of new nuclear facilities
– Be conservative of spectra defined accordingly to a probabilistic manner with a return period of 20 000 years (PSHA)
– Take into account the possible effects due to the facility location including the nature of the soil”

Es sei angemerkt, dass in der aktuellen Fassung der deutschen KTA 2201.1 /17/ die Auslegung gegen ein Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-5} pro Jahr gefordert wird. Dazu wird für den jeweiligen Standort das sogenannte Bemessungserdbeben ermittelt. Es handelt sich dabei um das größte in dieser Region zu unterstellende Erdbeben, das ungefähr alle 100.000 Jahre auftritt.

Spezifische Anforderungen – Überflutung

Im WENRA Ref.-Level T4.2 /3/ ist gefordert, dass AKW gegen Einwirkungen wie Erdbeben oder Überflutung mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr ausgelegt sein sollen.

Nach den EUR /6, dort 2.1.5.3.3/ ist als Zielsetzung in Bezug auf den Schutz gegen Überflutung angegeben: „Safety Category I Structures and Equipment[51] shall be protected from flood damage by suitable building levels and leak tightness, sea or river flood defences, site drains and entrance threshold levels. Safety Category II Structures and Equipment[52] shall be protected to the extent required to fulfil their safety role."

In Frankreich gilt in Bezug auf das Schutzkonzept gegen Überflutung der ASN Guide GUIDE N° 13 in der Version of 08/01/2013 /52/. In Bezug auf Überschwemmungen von AKW Standorten im Bereich von Flüssen ist als Reference in /52/ definiert: „The reference flow rate corresponds to the peak flow rate associated with the thousand-year return period flood, taking the upper bound of the 70% confidence interval, and increased by 15%."[53]

[51] "Safety Category I Structures or Equipment
Structures or equipment that perform Safety Functions whose highest level is F1A or F1B (The plant specific Safety Functions) are classified either in Level F1A, F1B, or F2". /6/

[52] "Safety Category II Structures or Equipment
Structures or equipment that perform Safety Functions whose highest level is F2." /6/

[53] "The reference level is the maximum level on the site resulting from the reference flow rate. In some particular site configurations, a higher water level can be reached with a lower flow rate than the reference flow rate; in such cases the reference level is the level corresponding to this lower flow rate." /52/

Konkreter wurde das Vorgehen zur Ermittlung des Reference level für Flußstandorte in /35, Question No. 180/ erläutert:
"The flood safety level is the higher of the two following levels:
- Level reached by a river whose flow is obtained by increasing the thousand year flood level by 15%
- Level reached by the combination of:
  - o the flood wave resulting from the most penalizing upstream dam failure event,
  - o and the 100-year river flood (or the highest historical flooding event if this is higher)"

"In the guide of ASN relative to the flooding hazards, that has been published in 2013, even if it's not explicitly mentioned, the set of reference flood situations (RFS) to take account for the design have been defined using a common probabilistic target to have a certain homogeneity between all the RFS. In compli-

Zusammenfassung hinsichtlich des Standes von WuT – naturbedingte 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.
- Die Robustheit des AKW soll auch für auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen gezeigt werden.
- „Cliff-edge" Effekte[54] sind auszuschließen.

4.3.1.2 Zivilisationsbedingte Einwirkungen

Gemäß WENRA Ref.-Level E5.2 /3/ ist die Sicherheit der Anlage in Ergänzung zu den naturbedingten übergreifenden Einwirkungen auch gegen zivilisationsbedingte Einwirkungen zu gewährleisten. Zu den zivilisationsbedingten Einwirkungen zählen u.a. der unfallbedingte Flugzeugabsturz (im Folgenden als Flugzeugabsturz bezeichnet). Im WENRA Ref.-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. Konkrete Lastannahmen in Bezug auf den Flugzeugabsturz sind in den WENRA Ref.-Level nicht explizit dargelegt.

Nach /20, 22, 23/ sollen französische AKW durch baulichen Schutz gegen Einwirkungen aus dem Absturz kleinerer Flugzeuge (Cessna 210 oder Lear Jet 23), eines militä-

---

ance with the international practices, the RFSs should have a probability of exceedance of 10^{-4} per year, in order of magnitude, and should cover associated uncertainties."/35 /

[54] "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/

rischen Jagdflugzeuges vom Typ Phantom IV oder eines Großraumflugzeuges geschützt sein. Die diesbezüglichen unterschiedlichen Last-Zeit-Funktionen sind in /24/ erläutert und hier in Bild 8 dargestellt.

Nach /19, 65/ 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[55].

Nach /20/ wird hierzu 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).”

Das in /20/ angegebene Vorgehen zur Ermittlung einer standortspezifischen Gefährdung durch Flugzeugabsturz ist mit dem in den EUR /6, 2.1.7.6.8/ beschriebenen Ansatz prinzipiell vergleichbar.

[55] « Concernant les chutes d'avions, les règles fondamentales de sûreté (RFS) applicables distinguent, pour la construction des installations nucléaires, 3 familles d'avions :

- 1) les petits avions civils (aviation générale, de masse inférieure à 5,7 tonnes) ;
- 2) l'aviation militaire ;
- 3) l'aviation commerciale (avions de masse supérieure à 5,7 tonnes).

Compte tenu des probabilités de chute de ces avions sur les installations nucléaires, celles-ci sont construites depuis les années 70 pour résister sans dommages à l'impact de la chute d'avions de la 1ère famille, les petits avions civils. Elles ne sont pas construites pour résister sans dommages à l'impact d'autres avions, dont les probabilités de chute accidentelle sont extrêmement faibles. En la matière, les règles françaises ne diffèrent pas de la pratique internationale. » /19/

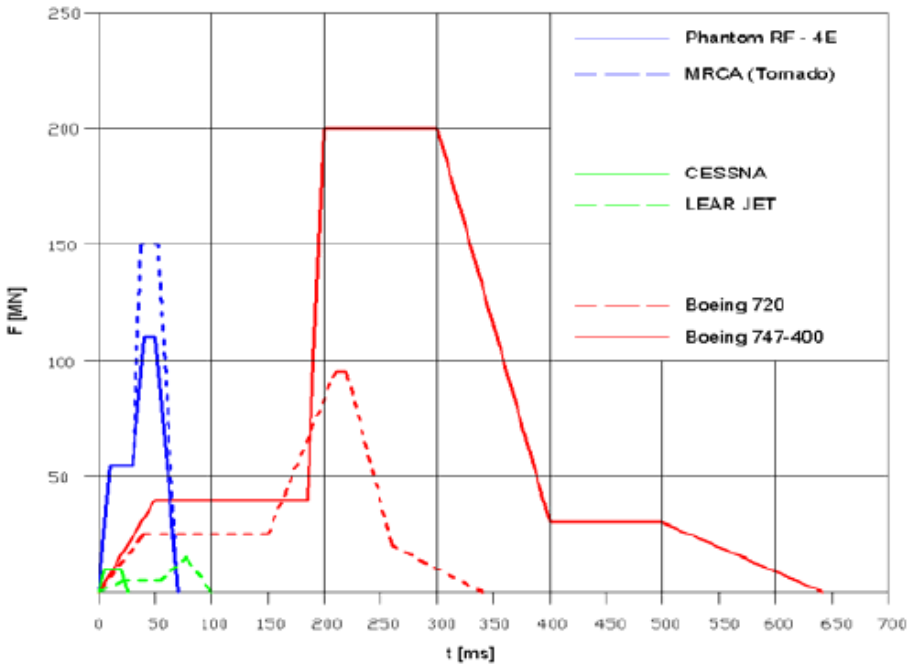


Bild 8: Last-Zeit Funktionen für verschiedene Flugzeugtypen /24/

Die aktuell in Frankreich geltenden Anforderungen an die Auslegung des EPR gegen Flugzeugabsturz sind in /5/ angegeben. Die dabei heranzuziehenden Last-Zeit-Diagramme sind in Bild 9 aufgeführt.

Die unterschiedlichen Ansätze zur Auslegung gegen Flugzeugabsturz bei den bestehenden AKW in Frankreich im Vergleich zum EPR lassen sich nach /66/ wie folgt darstellen:

“The RFS (RFS-I.2.a. du 05/08/1980) /65/ requires an assessment of the frequency of damage to the three main safety functions, for two types of airplanes (Cessna 210 and Learjet 23) of the general aircraft traffic. Protection is considered as acceptable if the frequency is lower than a determined value, which is a probabilistic objective.

The Technical Guidelines /5/ 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[56] shall be designed against these load cases.”

[56] Siehe hierzu konkrete Ausführungen in /21/

Im jüngst veröffentlichten ASN Guide de l'ASN n°22 /68/ wird keine weitere Präzisierung von Lastannahmen bei Flugzeugabsturz gegenüber RFS-I.2.a. du 05/08/1980 /65/ vorgenommen, eine Bezugnahme auf /5/ erfolgt nicht.

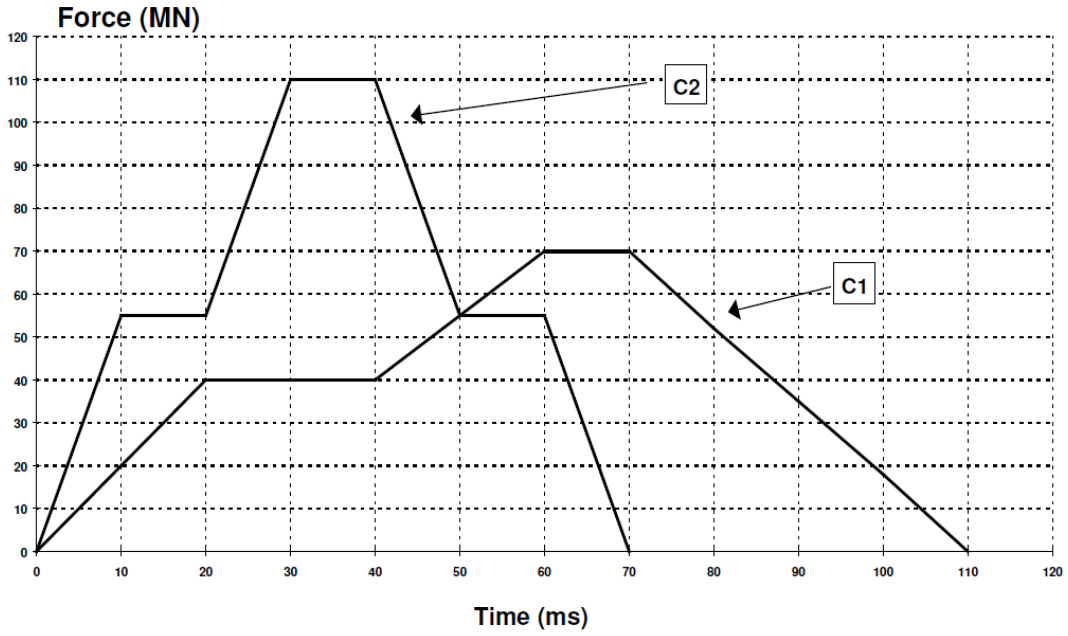


Bild 9: Last-Zeit Funktion[57] nach /5/, /54/

Nach den in Frankreich geltenden Anforderungen /9, dort Article 3.10/ sind Sicherheitsnachweise immer dann zu aktualisieren, wenn es Hinweise auf z.B. veränderte Eintritts-Wahrscheinlichkeiten hinsichtlich externer Einwirkungen gibt.[58] Nach Darstellungen von ASN /64/ ist im Rahmen periodischer Sicherheitsüberprüfungen ein „Reassessment of hazard-related risks“ vorgesehen, wozu dann auch die Bewertung des Flugzeugabsturzes zu zählen ist. Regelungen zur kontinuierlichen Sicherheitsverbesserung von AKW in Frankreich sind in /9, dort Chapter VII/ angegeben.

---

[57] Last-Zeit-Diagramm C1 ist für die Auslegung des Reaktorgebäudes, des Brennelement-Lagerbeckens sowie von Gebäuden sicherheitstechnisch wichtiger Hilfs- und Versorgungssysteme insbesondere hinsichtlich induzierter Erschütterungen sowie Penetration anzuwenden.
Last-Zeit-Diagramm C2 ist bezüglich des Nachweises der Anforderungen nach Eurocode 2, part 1 anzuwenden.
Weitere Informationen sh. /5/ und Anhang 1.

[58] “Article 3.10: The licensee keeps itself informed of any changes made or planned in the vicinity of its installation that could alter the nature, the extent or the probability of an external hazard. If necessary it updates the demonstration of the nuclear safety of its installation in the framework of the appropriate regulatory procedures.” /9/

In Bezug auf die der ursprünglichen Auslegung der französischen AKW durch Flugzeugabsturz zu Grunde gelegten Gefährdungsanalysen konnten auf der Grundlage der verfügbaren Informationen jedoch bisher keine neueren Bewertungen festgestellt werden, die zu einer Neubewertung der Standortgefährdung infolge einer gegebenenfalls veränderten Eintritts-Wahrscheinlichkeiten eines Flugzeugabsturzes hätten führen können.

Zusammenfassung hinsichtlich des Standes von WuT – 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 /5/ 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 auslegungsüberschreitenden Flugzeugabsturzes sichergestellt sein.

4.3.2 Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 3

Wichtige Anforderungen an die Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 lassen sich aus /2/, /3/ sowie spezifisch für Frankreich aus /68/ ableiten.
Dies betrifft Anforderungen

- zu Vorsorgemaßnahmen gegen gemeinsam verursachte Ausfälle wie Redundanz, Diversität, räumliche Trennung und funktionelle Unabhängigkeit,
- an die Einzelfehlerfestigkeit der Systemfunktionen auf der Sicherheitsebene 3,
- zu Regelungen bzgl. der Zulässigkeit von Instandhaltungsmaßnahmen während des Leistungsbetriebs,
- zur Unabhängigkeit und Entmaschung von Einrichtungen,
- zur automatischen Auslösung von Sicherheitseinrichtungen sowie

- zur Berücksichtigung möglicher blockübergreifender Auswirkungen.

Zu diesen Anforderungen sind neben den französischen Vorschriften auch in den finnischen Vorschriften /86, 87/, in den niederländischen Vorschriften /88/, in den deutschen Vorschriften /7, 8/ und den belgischen Vorschriften /84/ Regelungen angegeben.

4.3.2.1 Anforderungen bezüglich des Einzelfehlerkonzepts[59]

Das Einzelfehlerkriterium[60] ist als Requirement 25 in den IAEA Specific Requirements /2/ angegeben. Eine konkrete Anforderung in Bezug auf Einhaltung des Einzelfehlerkonzepts auch bei Instandhaltungsmaßnahmen an Sicherheitssystemen (Einrichtungen der Sicherheitsebene 3) während des Betriebes eines AKW findet man in /2/ nicht. Jedoch ist in 5.46 von /2/ gefordert, dass die Zuverlässigkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion unter solchen Betriebsbedingungen nicht signifikant beeinträchtigt sein darf[61].

In Bezug auf die Gewährleistung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltungsmaßnahmen („Einzelfehlerkonzept“) im laufenden Betrieb enthält der IAEA Safety Guide bezüglich des Notkühlsystems /27/ hierzu die folgende Regelung /27, in 4.73/: „If it is intended to perform maintenance of components of the emergency core cooling system during plant operation, the emergency core cooling system should be so designed that no single failure, even during such maintenance, could prevent the fulfilment of its intended safety functions.” Diese Regelung ist zwar als “should” formuliert, weist aber darauf hin, dass die Notwendigkeit der Einhaltung des Einzelfehlerkriteriums am Notkühlsystem während einer Instandhaltung im laufenden Betrieb gesehen wird. Ähnlich gelagerte Anforderungen findet man bei der IAEA in Bezug auf das Reaktorschutzsystem /41/.

---

[59] Definition „Einzelfehlerkonzept“ /7/
„Konzept der abhängig von den Sicherheitsebenen zu unterstellenden Kombination von Ausfallannahmen infolge eines aktiven oder passiven Einzelfehlers und Instandhaltungsvorgängen.“

[60] “A single failure is a failure that results in the loss of capability of a system or component to perform its intended safety function(s) and any consequential failure(s) that result from it. The single failure criterion is a criterion (or requirement) applied to a system such that it must be capable of performing its task in the presence of any single failure.” /2/

[61] “5.46. Where items important to safety are planned to be calibrated, tested or maintained during power operation, the respective systems shall be designed for performing such tasks with no significant reduction in the reliability of performance of the safety functions……” /2/

Im Prinzip gilt die Forderung nach einzelfehlerfester Auslegung auch für passive Anlagenteile[62]. Das Ziel besteht darin, dass es als Folge eines zu unterstellenden passiven Einzelfehlers zu keinem redundanzübergreifenden Versagen von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen kommt. Nach /2, dort 5.40/ muss der Einzelfehler an einer passiven Komponente dann nicht unterstellt werden wenn nachgewiesen werden kann, dass der Ausfall der betroffenen Einrichtung unter Störfallbedingungen sehr unwahrscheinlich ist.[63]

Seitens WENRA /3/ wird im Ref.-Level E9.4 ganz grundsätzlich die Notwendigkeit einer redundanten Ausführung von Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsebene 3 zur Erreichung der erforderlichen Zuverlässigkeit angesprochen. Die Berücksichtigung des Einzelfehlers in der Auslegung wird im WENRA-Ref.-Level E8.2 /3/prinzipiell für aktive Anlagenteile zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsebene 3 gefordert. Für passive Anlagenteile gilt diese Anforderung nicht, solange nachgewiesen ist, dass mit ihrem Versagen unter Störfallbedingungen nicht zu rechnen ist. In Bezug auf die Erfüllung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltung im laufenden Betrieb beschränkt sich die diesbezügliche WENRA Anforderung E10.7 /3/ jedoch nur auf das Reaktorschutzsystem („Reactor protection system“).

In den EUR /6, dort 2.1.3.4/ wird erläutert, dass in einigen Ländern das Einzelfehlerkriterium auch im Falle einer Instandhaltung an Sicherheitssystemen während des Betriebs des AKW einzuhalten ist.[64]

---

[62] “passive component: A component whose functioning does not depend on an external input such as actuation, mechanical movement or supply of power.

a) A passive component has no moving part, and, for example, only experiences a change in pressure, in temperature or in fluid flow in performing its functions. In addition, certain components that function with very high reliability based on irreversible action or change may be assigned to this category.

b) Examples of passive components are heat exchangers, pipes, vessels, electrical cables and structures. It is emphasized that this definition is necessarily general in nature, as is the corresponding definition of active component. Certain components, such as rupture discs, check valves, safety valves, injectors and some solid state electronic devices, have characteristics which require special consideration before designation as an active or passive component.

c) Any component that is not a passive component is an active component.” /69/

[63] “5.40. The design shall take due account of the failure of a passive component unless it has been justified in the single failure analysis with a high level of confidence that a failure of that component is very unlikely and that its function would remain unaffected by the postulated initiating event.” /2/

[64] “In some countries, the N+2 criterion is required (single failure together with unavailability due to maintenance or testing) for Safety Systems and systems important for the overall plant availability.” /6/

Auch in den französischen Regeln /9, Article 3.1/ wird die redundante Ausführung von Sicherheitseinrichtungen als notwendig zur Erzielung einer hohen Zuverlässigkeit beschrieben. In /5, C.2.1/ wird ergänzend gefordert, dass für sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen das Einzelfehlerkriterium auch im Falle von Instandhaltungsmaßnahmen während des Betriebes des AKW gewährleistet sein muss. ASN verweist in diesem Zusammenhang auf die 4-Strängigkeit der Sicherheitssysteme für den EPR /42/.

Im finnischen Regelwerk /87/ ist hierzu in Artikel 448 gefordert: “448. In the event of anticipated operational occurrences or postulated accidents, it shall be possible to accomplish decay heat removal from the reactor and containment by one or several systems that jointly meet the (N+2) failure criterion and the 72-hour self-sufficiency criterion in such a way that the limits set forth for fuel integrity, radiological consequences and overpressure protection in the respective design basis category DBC2, DBC3 or DBC4 (DBCs-design basis categories) are not exceeded. If the decay heat removal systems or their auxiliary systems have passive components that have a very low probability of failure in connection with the anticipated operational occurrence or postulated accident, the (N+1) failure criterion may be applied to those components instead of the (N+2) failure criterion.“

Im niederländischen Regelwerk /88/ sind ebenfalls Anforderungen an die redundante Ausführung von Sicherheitssysteme angegeben, dort insbesondere in Kapitel 3.1(9):

“3.1 (9) Safety systems to control postulated single initiating events at level 3a of defence in depth are redundantly designed in such a way that the safety functions are also sufficiently effective if it is postulated that, in the event of their required function,

- a failure of an item important to safety due to single failure with the most unfavourable effects occurs, and
- at the same time an item important to safety is in general assumed to be unavailable due to maintenance case with the most unfavourable effects in combination with a single failure.”

Vergleichbare Anforderungen finden sich in den deutschen kerntechnischen Regeln /7, 8/.

Die Anforderungen im belgischen Regelwerk /84/ in Kapitel 20.8.3 an die erforderliche Redundanz von Sicherheitssystemen stehen grundsätzlich in Übereinstimmung mit den o.g. Anforderungen:

« Le système de protection doit être conçu de manière à présenter une fiabilité fonctionnelle en rapport avec l'importance de la (des) fonction(s) de sûreté à remplir. La redondance et l'indépendance prévues à la conception du système de protection doivent être suffisantes pour assurer au moins :

(1) qu'aucune défaillance unique n'entraîne la perte de la fonction de protection; et

(2) que la mise hors service d'un composant ou d'une voie quelconque n'entraîne pas la perte de la redondance minimum requise. »

Zusammenfassung hinsichtlich des Standes von WuT – 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[65].
- 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 führen.

[65] 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.

- 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.

4.3.2.2 Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache

In Anlehnung an /70/ können drei grundsätzlich verschiedene Arten von Ausfällen aufgrund gemeinsamer Ursache unterschieden werden:

- Ausfälle aufgrund einer gemeinsamen äußeren Ursache (übergreifende interne[66] oder externe[67] Einwirkungen),
- Ausfälle aufgrund funktionaler Abhängigkeiten der Komponenten (z.B. ein gemeinsamer Wasservorratsbehälter für ansonsten zwei unabhängige Systeme),
- Ausfälle aufgrund einer - den Komponenten innewohnenden - gemeinsamen Ursache (GVA).

Seitens der IAEA ist das Erfordernis hinsichtlich eines Schutzkonzeptes gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache im Requirement 24[68] der IAEA Specific Safety Requirements /2/ beschrieben.

Wesentliche Inhalte des Schutzkonzeptes sind bestimmt durch Anforderungen an

- Redundanz (sh. hierzu die Ausführungen in 4.3.2.1 der Studie),
- Diversität,
- Räumliche Trennung und
- Funktionelle Unabhängigkeit.

---

[66] Interne Brände, interne Überflutungen usw.

[67] Erdbeben, Überflutungen

[68] “The design of equipment shall take due account of the potential for common cause failures of items important to safety, to determine how the concepts of diversity, redundancy, physical separation and functional independence have to be applied to achieve the necessary reliability.” /2/

In Kapitel 6.19[69] von Requirement 52 /2/ sind in Bezug auf die Notkühlung des Reaktorkerns u.a. Anforderungen an eine erforderliche Redundanz (sh. hierzu 4.3.2.1 der Studie) und Diversität beschrieben.

In Kapitel 6.34[70] von Requirement 62 /2/ sind die Anforderungen hinsichtlich der diversitären Ausbildung der sicherheitsrelevanten Leittechnik („I&C“) angegeben.

Mit dem Requirement 27 /2/ werden im Kapitel 5.42[71] die Anforderungen an die Hilfs- und Versorgungseinrichtungen für die zu unterstützenden Sicherheitseinrichtungen angegeben. Demnach muss die Redundanz, Diversität und Unabhängigkeit dieser Systeme in einem solchen Umfange festgelegt sein, dass die Funktion der entsprechenden Sicherheitseinrichtung im Anforderungsfall vollumfänglich sichergestellt ist.

Konkreter sind die Empfehlungen in /41/ zur I&C gefasst:

- zur Unabhängigkeit (4.14 – 4.24),
- zum Ausfall aus gemeinsamer Ursache (4.25 – 4.35) und
- zur Diversität (4.36 – 4.40).

In WENRA /3/ werden die Anforderungen in Bezug des Schutzes gegen GVA demgegenüber eher kompakter aufgelistet (Ref.-Level E9.4, E9.5):

- E9.4 The reliability of the systems shall be achieved by an appropriate choice of measures including the use of proven components, redundancy, diversity, physical and functional separation and isolation.

[69] “6.19. Design features (such as leak detection systems, appropriate interconnections and capabilities for isolation) and suitable redundancy and diversity shall be provided to fulfil the requirements of para. 6.18 with adequate reliability for each postulated initiating event.” /2/

[70] “6.34. Design techniques such as testability, including a self-checking capability where necessary, fail-safe characteristics, functional diversity and diversity in component design and in concepts of operation shall be used to the extent practicable to prevent loss of a safety function.” /2/

[71] “5.42. The reliability, redundancy, diversity and independence of support service systems and the provision of features for their isolation and for testing their functional capability shall be commensurate with the significance to safety of the system being supported.” /2/

- E9.5 For sites with multiple units, appropriate independence between them shall be ensured[72].

In den EUR /6/ sind die Anforderungen zum Schutzkonzept gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache in 2.1.6.2.2 umfassend und konkret erläutert. Sie betreffen die Anforderungen an

- Diversität,
- Unabhängigkeit,
- Funktionelle Isolierung und
- Räumliche Trennung.

Eher übergeordnet sind in /9/ in Frankreich die Anforderungen an den Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache geregelt. Es heißt in Article 3.1: „Application of the principle of defence in depth is based chiefly on: "…… a cautious design approach, integrating design margins and wherever necessary introducing adequate redundancy, diversification and physical separation of the elements important for protection that fulfil functions necessary for the demonstration of nuclear safety, to obtain a high level of reliability and guarantee the functions mentioned in the preceding paragraph."

Der Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache ist bei den Anforderungen an den französischen EPR /5/ umfassend geregelt. Es ist in Kapitel A2.2 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."

Die Anforderungen an den Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache in /5/ betreffen auch sicherheitstechnisch wichtige Komponenten wie Rohrleitungen, Pumpen, Ventile usw. In F1.2.1 /5/ wird hierzu gefordert: „The design and layout of pipes, ves-

[72] "The possibility of one unit supporting another could be considered as far as this is not detrimental for safety." /3/

sels, 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."

Im Kapitel G.3 /5/ sind Anforderungen an die Gewährleistung der Unabhängigkeit der Funktionen der I&C Einrichtungen angegeben: „Likewise, independence has to be demonstrated for redundant equipment provided to meet the single failure criterion as well as maintenance and separation (for protection against internal hazards) requirements ; F1 functions should be able of complying with the single failure criterion during maintenance or periodic test conditions. Independence must be justified by provisions such as segregation, isolation, autonomy, diversification."

Konkrete Anforderungen an den Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache sind auch aus anderen nationalen kerntechnischen Regeln, wie in den Niederlanden und Finnland bekannt:

In Artikel 3.1(7) des niederländischen Regelwerks /88/ heißt es hierzu: „3.1 (7) The potentials for common-cause failures of items important to safety shall be analysed. Measures to reduce the incident probability of such failures shall be implemented, that with a high level of confidence multiple failure of items important to safety at level 3a of defence in depth does not have to be assumed. Thus, safety systems for which potentials for common-cause failures were identified shall be designed according to the principle of diversity as far as feasible and technically reasonable."

Im finnischen Regelwerk /87/ gelten hierzu die folgenden Anforderungen: „351**.** Failure tolerance analyses shall be carried out to demonstrate that

- all systems performing safety functions and their auxiliary systems satisfy the failure criteria specified in section 4.3 of this Guide;
- systems assigned to different levels of defence according to the defence in depth approach have been functionally isolated from one another in such a way that a failure in any one level does not affect the other levels; and
- a common cause failure in any single component type (e.g. a similar check valve, same type and manufacturer) will not prevent the nuclear power plant from being brought to a controlled state and further to a safe state."

Und weiter: “418**.** According to Section 14(3) of Government Decree 717/2013, in order to prevent accidents and mitigate the consequences thereof, a nuclear power plant shall be provided with systems for shutting down the reactor and maintaining it in a sub-critical state, for removing decay heat generated in the reactor, and for retaining radioactive materials within the plant. Design of such systems shall apply redundancy, separation and diversity principles that ensure implementation of a safety function even in the event of malfunctions. According to Section 14(5) of Government Decree 717/2013, common cause failures shall only have minor impacts on plant safety.”

In den deutschen kerntechnischen Regeln ist in /7/, dort in Kapitel 3.1(5), gefordert: „3.1 (5) Die Potentiale für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache von Sicherheitseinrichtungen sind zu analysieren. Es sind Vorkehrungen zur Minderung der Eintrittswahrscheinlichkeit solcher Ausfälle derart zu treffen, dass ein Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen auf der Sicherheitsebene 3 nicht unterstellt werden muss. Redundante Sicherheitseinrichtungen, bei denen Möglichkeiten für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache identifiziert sind, sind dazu, soweit technisch sinnvoll, diversitär auszuführen.“

Aus den zitierten Anforderungen kann abgeleitet werden, dass

- generell Vorkehrungen zur Minderung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Ausfällen aus gemeinsamer Ursache derart zu treffen sind, dass ein Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen auf der Sicherheitsebene 3 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 und außen ist zu fordern:

- 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.
- Zur Störfallbeherrschung erforderliche Sicherheitseinrichtungen müssen so ausgelegt sein und müssen sich dauerhaft in einem solchen Zustand befinden, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei Einwirkungen von außen erfüllen.

Zusammenfassung hinsichtlich des Standes von WuT – Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache:

- Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt so aufzustellen oder so zu schützen sind, dass ein redundanzübergreifender Ausfall im Falle interner oder externer 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.
- Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitseinrichtungen müssen so zuverlässig auszulegt und gegen Einwirkungen geschützt sein, dass sie die erforderliche hohe Verfügbarkeit der zu versorgenden Einrichtungen absichern.

4.3.2.3 Anforderungen an die Unabhängigkeit und Entmaschung von Sicherheitseinrichtungen

Von grundlegender Bedeutung für die Sicherheit eines AKW ist das Gestaffelte Sicherheitskonzept, dessen verschiedenen Ebenen unabhängig voneinander wirken sollen /2, dort Requirement 7/. In 2.13 von /2/ wird hierzu ausgeführt: „ If one level of protection or barrier were to fail, the subsequent level or barrier would be available.... The independent effectiveness of the different levels of defence is a necessary element of defence in depth".

In Bezug auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (Sicherheitssysteme) ist gemäß Requirement 21 /2/ die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen oder von Redundanten eines Sicherheitssystems gefordert[73]. Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitssysteme /2, dort 5.42 und 5.43/[74].

---

[73] "Interference between safety systems or between redundant elements of a system shall be prevented by means such as physical separation, electrical isolation, functional independence and independence of communication (data transfer), as appropriate." /2/

[74] "5.42. The reliability, redundancy, diversity and independence of support service systems and the provision of features for their isolation and for testing their functional capability shall be commensurate with the significance to safety of the system being supported.
5.43. It shall not be permissible for a failure of a support service system to be capable of simultaneously

Weiterhin ist in /2, 4.10/[75] gefordert, dass für den Betrieb eines AKW immer alle Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts verfügbar sein müssen.

Nach /2, 2.13/ gelten auf den verschiedenen Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts unterschiedliche Zuverlässigkeitsanforderungen für die jeweiligen Einrichtungen und Maßnahmen, die zur Erreichung der definierten Ziele erforderlich sind. Die diesbezüglichen Anforderungen für die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 sind gegenüber der Sicherheitsebene 3 abgemindert. Insofern dürfen Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.

Unabhängigkeit im Reaktorschutz und bei der Wärmeabfuhr wird ebenfalls bei WENRA gefordert /3/[76].

In den EUR /6/ sind die Anforderungen an die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen detailliert und umfassend geregelt /6, dort 2.1.6.2.2.2/[77]. Die Vorkehrungen zur Sicherstellung der Unabhängigkeit sind ebenso umfassend und detailliert als Forderungskatalog aufgelistet:

- /6/ “2.1. 6.2.2.3 Functional Isolation
  Functional Isolation shall be used to reduce the likelihood of adverse interaction between equipment and components of redundant or connected systems resulting from normal or abnormal operation or failure of any component in the systems.
  Interference between the Protection Systems and the control systems shall be prevented by avoiding interconnections or by suitable Functional Isolation. If signals

---

affecting redundant parts of a safety system or a system fulfilling diverse safety functions and compromising the capability of these systems to fulfil their safety functions.” /2/

[75] “4.10. The design shall take due account of the fact that the existence of multiple levels of defence is not a basis for continued operation in the absence of one level of defence. All levels of defence in depth shall be kept available at all times and any relaxations shall be justified for specific modes of operation.” /2/

[76] WENRA Ref.-Level E10.7 (Reaktorschutz) und F4.7 (Wärmeabfuhr).

[77] “The following principles for Independence shall be applied in the design:
- maintaining Independence between Trains of redundant system and components as far as reasonably practicable and where this is of overall safety benefit,
- maintaining Independence between components and the effects of potential initiating events ; for example, an initiating event should not cause the failure or loss of a Safety Function that is required to mitigate that event,
- maintaining appropriate Independence between components of different safety categories so that a higher Safety Category item cannot be jeopardised by the failure of an item of lower Safety Category,
- maintaining Independence* between Safety Category I items and others.” /6/

are used in common by both the Protection Systems and any control system, appropriate Physical Separation shall be ensured and it shall be demonstrated that all safety requirements for Protection Systems are met."

- /6/ "2.1. 6.2.2.4 Physical Separation
  A System layout and design utilising the principles of Physical Separation shall be used as far as reasonably practicable to increase assurance that Independence will be achieved, particularly in relation to certain CCF[78].
  These principles include:

  – separation by distance, arrangement, orientation, etc.,

  – separation by Barriers,

  – separation by a combination of these.

  The choice of means of Physical Separation will depend on the events to be considered in the design basis, e.g. the effects of fires, chemical explosions, aircraft crashes, missiles, flooding, temperature, humidity etc."

In Frankreich ist in /9, dort Article 3.1/ die Unabhängigkeit der einzelnen Ebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept geregelt. Im Weiteren ist zwar die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen nicht konkret angesprochen, in dem eben zitierten Article 3.1 wird jedoch umfassend das Schutzkonzept zur Gewährleistung der Unabhängigkeit dieser Systeme erläutert[79].

Im Abschnitt A.2.2 von /5/ sind Maßnahmen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen gefordert. Die Forderung wird hier auch konkret für die Hilfs- und Versorgungssysteme erhoben[80].

Ähnlich gelagerte Anforderungen sind im finnischen kerntechnischen Regelwerk verankert /87/:

---

[78] CCF – Common Cause Failure

[79] "…..a cautious design approach, integrating design margins and wherever necessary introducing adequate redundancy, diversification and physical separation of the elements important for protection that fulfil functions necessary for the demonstration of nuclear safety, to obtain a high level of reliability and guarantee the functions mentioned in the preceding paragraph" /9/

[80] "Support functions (energy, control, cooling,etc.) shall be also independent to the largest possible degree." /5, dort A.2.2/

“437. The safety divisions hosting redundant parts of safety systems shall be located in different buildings or housed in dedicated compartments to separate them from the other safety divisions in the same building in order to prevent faults from spreading from one redundant system part to another as a result of internal events (e.g. fire, flood or dynamic effects) or external events. Detailed requirements regarding the separation of safety divisions hosting redundant parts of safety systems are provided in Guide YVL B.7.

438. The requirement for the separation of redundant system parts also applies to all auxiliary systems of systems necessary for performing a safety function and to all I&C systems controlling the safety function, from the measurement indicating a need to actuate the system up to the equipment performing the safety function.

439. If the redundant parts of a safety system are interconnected for the distribution of electricity or control signals, the safety advantage as compared to a solution without such interconnection shall be justified”.

Auch im niederländischen Regelwerk /88/ sind die Anforderungen an die Zuverlässigkeit von Sicherheitssystemen umfassend geregelt, u.a.: „3.1 (3) In addition to subsection 3.1 (2), the following design principles shall be applied to the safety systems at level 3a of defence in depth to ensure sufficient reliability:
a) redundancy (degree of redundancy (n+2));
b) diversity;
c) segregation of redundant subsystems, unless it is conflicting with safety benefits;
d) physical separation of redundant subsystems;
e) safety-oriented system behaviour upon subsystem or plant component malfunctions (application of the fail-safe principle);
f) preference of passive over active safety systems;
g) the auxiliary and supply systems of the safety systems shall be designed with such reliability and protected against impacts that they ensure the required high availability of the installations to be supplied;
h) automation (in the accident analysis, installations that have to be actuated manually shall in principle not be considered until 30 minutes have passed).”[81]

[81] Diese Anforderungen findet man identisch auch im deutschen Regelwerk /7, dort 3.1(3)/

Ebenso sind im belgischen Regelwerk /84/ Anforderungen an die Schutz von Sicherheitssystemen gegen den Ausfall aus gemeinsamer Ursache enthalten: « 17.2….. Les bâtiments qui abritent des équipements importants pour la sûreté nucléaire sont subdivisés en compartiments qui séparent les charges calorifiques des équipements importants pour la sûreté nucléaire, et qui isolent effectivement les systèmes redondants l'un de l'autre…… »

Zusammenfassung hinsichtlich des Standes von WuT – Unabhängigkeit und Entmaschung von Sicherheitseinrichtungen

- Maßnahmen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit sind insbesondere die räumliche Trennung, die Diversifizierung sowie Redundanz.
- Im Gestaffelten Sicherheitskonzept sollen die Sicherheitsebenen unabhängig voneinander wirksam sein. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 dürfen nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.
- 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.
- Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitssysteme. Fehler in Hilfs- und Versorgungssystemen dürfen die Erfüllung von Sicherheitsfunktionen durch die Sicherheitssysteme nicht beeinträchtigen.

4.3.2.4 Anforderungen an die Unabhängigkeit und Entmaschung von Reaktorblöcken bei Mehrblockanlagen (site with multiple units)

Seitens der IAEA /2, Requirement 33/ sollen die Sicherheitssysteme der Sicherheitsebene 3 jeweils nur blockbezogen wirksam sein[82]. Eine Blockstützung ist zusätzlich vorzusehen.[83]

Hilfs- und Versorgungssysteme, sofern diese für die Funktion des Sicherheitssystems erforderlich sind, sind als Teil des betreffenden Sicherheitssystem anzusehen[84].

Auch bei WENRA /3/ ist gemäß Ref.-Level E9.5 die Unabhängigkeit zwischen den Blöcken grundsätzlich gefordert. Eine gegenseitige Unterstützung könnte ermöglicht werden für den Fall, dass keine nachteiligen Auswirkungen auf die Sicherheit damit einhergehen[85].

In einem Bericht von NEA/CNRA zu Standortfragen /53/ wird seitens ASN in Bezug auf Abstand zwischen AKW-Blöcken sowie zur gemeinsamen Nutzung von Einrichtungen bei mehreren AKW-Blöcken am Standort auf Bewertungen im jeweiligen Sicherheitsbericht verwiesen:

- "There is no minimum distance between two reactors on the same site required by the regulation. Nevertheless, the impact of the units nearby has to be assessed in the safety report.
- In case the licensee uses equipment common to several units, it should be justified that this equipment has appropriate capacity and availability for the different units concerned." /53/

Regulatorische Festlegungen zur Frage der Sicherstellung einer AKW-Block-Autonomie existieren im französischen Regelwerk offensichtlich nicht.

---

[82] "Each unit of a multiple unit nuclear power plant shall have its own safety systems and shall have its own safety features for design extension conditions." /2/

[83] "5.63. To further enhance safety, means allowing interconnections between units of a multiple unit nuclear power plant shall be considered in the design." /2/

[84] "*Safety systems* consist of the *protection system*, the *safety actuation systems* and the *safety system support features*." /69/

[85] "The possibility of one unit supporting another could be considered as far as this is not detrimental for safety." /3/

Im niederländischen Regelwerk /88/ heißt es diesbezüglich unter 3.1 (14): “In case of multiple unit sites, each unit shall have its own items important to safety to control and mitigate the anticipated operational occurrences and accidents considered for the design.”

Zusammenfassung hinsichtlich des Standes von WuT – Unabhängigkeit und Entmaschung 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.

4.3.2.5 Anforderungen an die Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen

Seitens der IAEA /2, dort 6.33(b)/ ist gefordert, dass die Anregung erforderlicher Schutzaktionen weitestgehend automatisch erfolgen soll (“…. Shall automate various safety actions to actuate safety systems so that operator action is not necessary within a justified period of time from the onset of anticipated operational occurrences or accident conditions.”). In /41, Fußnote 35/ wird hierfür ein Zeitraum von 30 Minuten angegeben[86].

Auch bei WENRA /3/ ist die Anforderung hinsichtlich der Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen konkret gefasst. Danach sollen die Aktivierung und Inbetriebnahme erforderlicher Sicherheitseinrichtungen über einen Zeitraum von 30 Minuten[87] grundsätzlich automatisch erfolgen /3, WENRA Ref.-Level 3.9/.

In den EUR ist das 30-Minuten Konzept ebenfalls gefordert /6, dort article 2.1.6.7.2/.

[86] “For new designs or significant modifications, it is advisable to design the plant such that during the first 30 min of a design basis accident, operator actions are not necessary to maintain plant parameters within the established limits.” /41/

[87] “The control room staff has to be given sufficient time to understand the situation and take the correct actions. Operator actions required by the design within 30 min after the initiating event have to be justified and supported by clear documented procedures that are regularly exercised in a full scope simulator.” /3/

In den französischen Anforderungen findet man die Forderung nach Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen in /32/, dort jedoch ohne Angabe von Zeiten. Dies erfolgt dann in /5, dort D2.1/ wie folgt: „manual action from the main control room can be assumed to take place, at the earliest, 30 minutes after the first significant information is given to the operator.“[88] Eine ähnliche Forderung ist im aktuellen französischen Guide /68, dort 3.3.1.4.5/ angegeben.

Die Anforderung bezüglich eines „30 Minuten Konzepts“ ist auch in den niederländischen /88/ und deutschen /7/ regeln zu finden.

Zusammenfassung hinsichtlich des Standes von WuT – Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen

- Die Inbetriebnahme von Sicherheitseinrichtungen bei Störfalleintritt soll grundsätzlich automatisch erfolgen. Personalhandlungen sollen erst nach Ablauf von ca. 30 Minuten notwendig sein.
- In der Störfallanalyse sind von Hand auszulösende Schutzaktionen grundsätzlich nicht vor Ablauf von 30 Minuten zu kreditieren.

4.3.3 Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 4

Gemäß IAEA /2, dort 5.1(d)/ müssen als Teil des Sicherheitskonzepts von AKW auch solche Anlagenzustände berücksichtigt werden, die nicht als Teil der Auslegung, weil als auslegungsüberschreitend definiert, betrachtet wurden („Design extension conditions[89]“). Im gestaffelten Sicherheitskonzept sind diese sog. auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4 zugeordnet.

[88] sh. auch /36/, dort S. 27

[89] “Postulated accident conditions that are not considered for design basis accidents, but that are considered
in the design process for the facility in accordance with best estimate methodology, and for which releases of radioactive material are kept within acceptable limits.
Design extension conditions comprise conditions in events without significant fuel degradation and conditions in events with core melting..“ /2/

In der EU Sicherheitsdirektive /4/ ist die Installation der 4. Sicherheitsebene umfassend angesprochen[90] und wird für die AKW gefordert /4, dort 8b(1)c)/.

Nach WENRA /28/ wird aktuell die folgende Zuordnung der Anlagenzustände im auslegungsüberschreitenden Bereich („design extension conditions“) vorgenommen:

- DEC 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 zu deren Begrenzung radiologischer Auswirkungen mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen („mitigative AM“) erforderlich sind.

Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen (AM) müssen zur Beherrschung von DEC A Anlagenzuständen im Umfange der präventiven AM und zur Minderung der Auswirkungen von DEC B Anlagenzuständen im Umfange der mitigativen AM im jeweiligen AKW verfügbar sein (sh. auch Bild 10). In Übereinstimmung mit den Angaben in Bild 10 ist es für die Darstellung im Gestaffelten Sicherheitskonzept aus inhaltlichen Gesichtspunkten sinnvoll, die Anlagenzustände DEC A einer Sicherheitsebene 4a (Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen – „PMF-Postulated Multiple Failure“) und die Anlagenzustände DEC B einer weiteren, nämlich der Sicherheitsebene 4b (Kernschmelzphänomene – „Severe Accident Scenarios“) zuzuordnen.

[90] „(21) Im Hinblick auf die Verhütung von Unfällen und Abmilderung von Unfallfolgen sollten spezifischere Vorkehrungen für das Unfallmanagement und anlageninterne Notfallmaßnahmen vorgeschrieben werden. Diese sollten im Einklang mit den maßgeblichen Bestimmungen der Richtlinie 2013/59/Euratom /29/ stehen und diese unberührt lassen. Der Genehmigungsinhaber sollte im Hinblick auf Unfälle, einschließlich schwerer Unfälle, die in allen Betriebszuständen einschließlich Volllast, Abschaltung und Übergangszuständen auftreten können, Verfahren einrichten, Leitlinien festlegen und Vorkehrungen treffen, die die Kohärenz und Kontinuität zwischen diesen Verfahren und Vorkehrungen sowie deren Anwendung, Überprüfung und Aktualisierung gewährleisten. Diese Vorkehrungen sollten auch genügend Personal, Ausrüstung und andere notwendige Ressourcen vorsehen. Ferner sollten eine Organisationsstruktur mit einer klaren Zuweisung der Verantwortlichkeiten und die Koordinierung der zuständigen Stellen vorgesehen werden.“ /4/

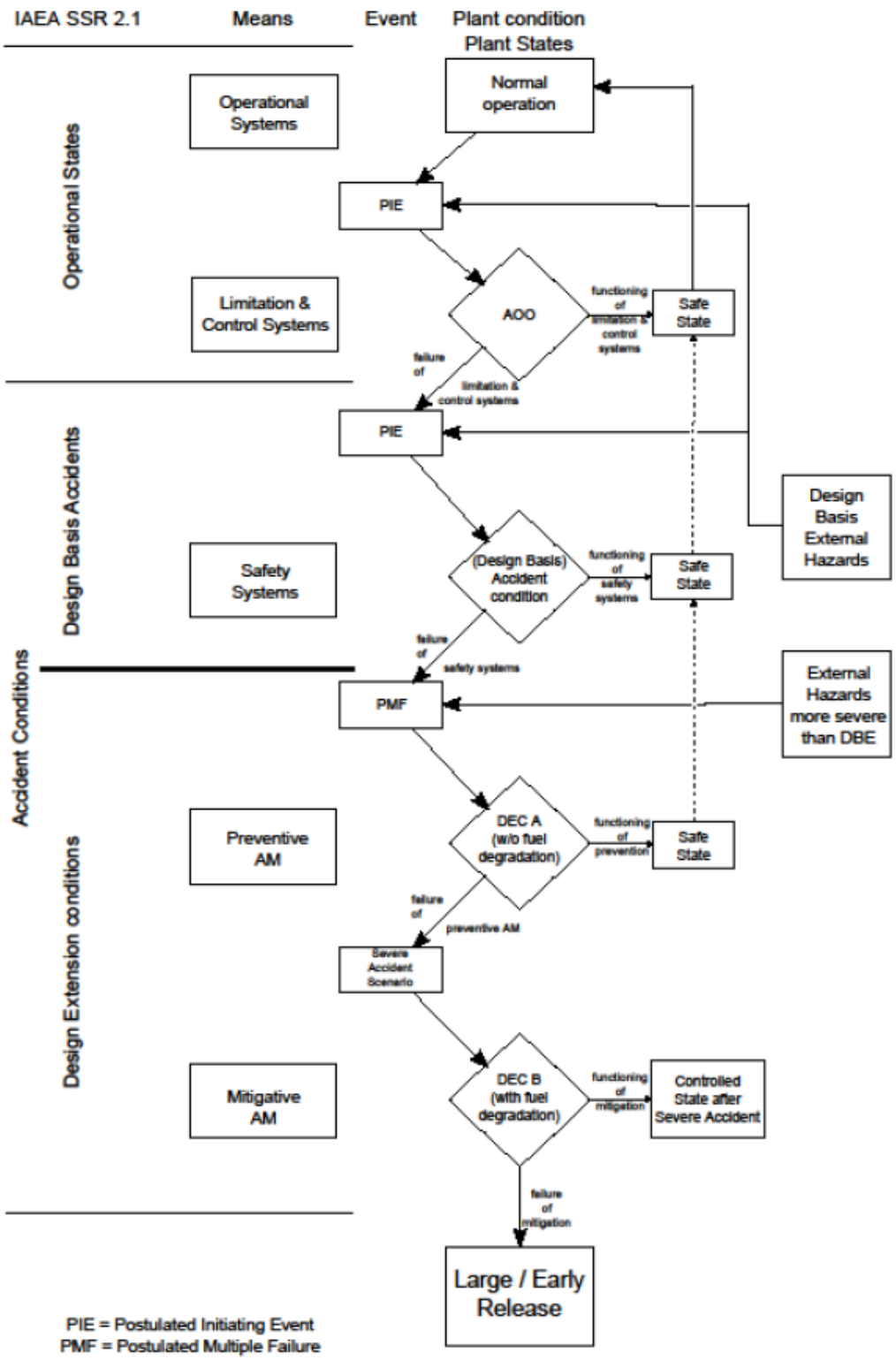


Bild 10: Übersicht über Anlagenzustände und Ereignisse im gestaffelten Sicherheitskonzept /28/

Bezüglich der Ausbildung der Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 (4a und 4b) gelten gegenüber denen der Sicherheitsebene 3 zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen abgemilderte Sicherheitsanforderungen. Nach /2, 5.29/ und den Erläuterungen zum WENRA Ref.-Level F1.1 /28/[91] sollen die Maßnahmen und Einrichtungen unabhängig von denen der Sicherheitsebene 3 sein. Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Die Wirksamkeit soll so bemessen sein, dass das weiter oben angegebene grundlegende Sicherheitsziel sichergestellt werden kann. Ein zu WENRA vergleichbarer Ansatz zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände bzw. zur Minderung diesbezüglicher Folgen ist in den EUR /6, dort 2.1.4/ beschrieben.

Im französischen Decree No. 2007-534 of 10 April 2007 /32/ ist in Bezug auf den EPR festgelegt, dass die Anlage gegen Unfälle mit Kernschmelzen des Reaktorkerns sowie von Brennelementen im Brennelementbecken ausgelegt sein muss /32, dort II-2/. Weiterhin ist festgelegt, dass die Kühlung des Reaktorkerns bei Anlagenzuständen, hervorgerufen durch ein Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen, durch geeignete Notkühleinrichtungen sichergestellt sein muss /32, III-2.1.3/. In der französischen Order /9/ ist ebenfalls das grundlegende Sicherheitsziel[92] benannt, dass durch Auslegung insgesamt erreicht und im Betrieb nachgewiesen werden muss[93] /9, dort Article 3.9/. In den diesbezüglichen Nachweis einbegriffen ist die Gesamtheit aller Ebenen im gestaffelten Sicherheitskonzept /9, dort Article 3.1/.

In Frankreich gelten weitere konkrete Anforderungen an die Auslegung der 4. Sicherheitsebene des gestaffelten Sicherheitskonzepts von AKW. In den Technical Guidelines /5/ sind im Kapitel E.1 die Anforderungen an die Beherrschung von Anlagenzuständen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen („Multiple failures conditi-

---

[91] "There are a number of clear and basic differences regarding the treatment of DBA and DEC, e.g.:
- Methodology of analysis: Conservative or best estimate plus uncertainties for DBA, best estimate (with or without uncertainties) acceptable and, in some cases, preferred (see guidance to RL F3.1) for DEC; additional postulates like single failures for DBA, no systematic additional postulates for DEC.
- Technical acceptance criteria: Generally less restrictive and based on more realistic assumptions for DEC.
- Radioactive releases tolerated: Higher consequences are usually tolerated (if it is demonstrated that releases are limited as far as reasonably practicable) for DEC." /28/

[92] Sh. hierzu auch die Erläuterungen zum grundlegenden Sicherheitsziel in Kapitel 1 dieses Berichtes

[93] Article 3.9: The demonstration of nuclear safety must prove that accidents that could lead to large releases of hazardous substances or to hazardous effects off the site that develop too rapidly to allow timely deployment of the necessary population protection measures are physically impossible or, if physical impossibility cannot be demonstrated, that the measures taken on or for the installation render such accidents extremely improbable with a high level of confidence.

ons“) und im Kapitel E.2 die Maßnahmen und Einrichtungen[94], die für den Fall von Kernschmelzsszenarien („Protection measures against core melt accidents“) zur Verfügung stehen müssen, beschrieben[95]. Die wesentlichen Anforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 4a sind in 2.3.1 und die Sicherheitseben 4b sind in 2.3.2 von /5/ aufgelistet.

Auch nach den in Finnland /87/, in den Niederlanden /88/, in Deutschland /7/ und in Belgien /84/ geltenden kerntechnischen Regelwerken müssen über die Auslegung der Sicherheitsebene 3 zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen hinaus ebenfalls für existierende Anlagen als Teil des Sicherheitskonzepts auch solche Anlagenzustände, die nicht Gegenstand der ursprünglichen Auslegung waren, betrachtet, analysiert und Maßnahmen zum Schutz vor deren Auswirkungen vorgesehen werden. Es handelt sich dabei um auslegungsüberschreitende Anlagenzustände, die wie bei /5/, einer Sicherheitsebene 4a, Anlagenzustände mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen, und einer Sicherheitsebene 4b, Kernschmelzszenarien, zuzuordnen sind.

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[96]“ erlassen /30/. Aufgaben des „Hardened Safety Core“ und Anforderungen an das „Hardened Safety Core“ sind u.a. in /34/ beschrieben und durch ASN durch die Beantwortung von Fragen an die französische Seite im Rahmen der nuklearen Sicherheitskonvention /35/ erläutert worden. Die Maßnahmen und Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ sind der Sicherheitsebene 4a zuzuordnen, während für den Fall der Unwirksamkeit des „Hardened Safety Core“ das sog. „FARN“[97] wirken soll /35/. Die Maßnahmen und Einrichtungen des „FARN“ sollen auch Funktionen des „Hardened Safety Core“ für den Fall erforderlicher Instandhaltungs-

[94] Maßnahmen und Einrichtungen, die für den Fall von Kernschmelzszenarien zur Verfügung stehen müssen, sind u.a.: Primärseitige Druckentlastung, passive autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren, Primärseitige Wassereinspeisung, SAMG (Severe Accident Management Guidance)

[95] Sh. hierzu auch die Angaben in /18, dort 18.3.2.1/

[96] “Hardened safety core of material and organisational measures to allow control of the basic safety functions in extreme situations” /34/

[97] FARN - Nuclear Rapid Action Force

maßnahmen am „Hardened Safety Core“ übernehmen können[98] /35/. „FARN“ soll im Weiteren auch zur Milderung der Auswirkungen von Kernschmelzphänomenen beitragen. Teil des „Hardened Safety Core“ und des „FARN“ sind die sog. „SAMG“[99] sowie die bereits in den französischen AKW praktizierten „H“- und „U“-Prozeduren /44/. Einen Überblick über das Zusammenwirken des „Hardened Safety Core“ und des „FARN“ gibt Bild 11.

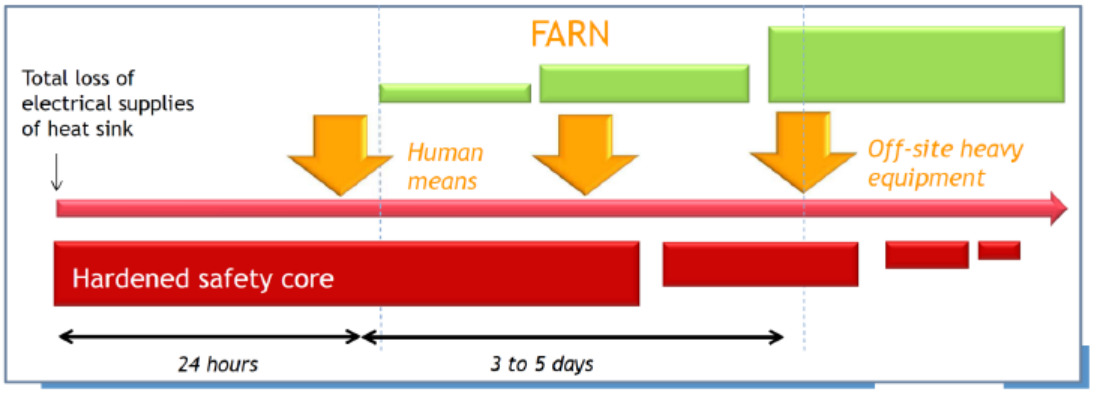


Bild 11: Zusammenwirken des „Hardened Safety Core“ mit dem „FARN“ /34/

Das finnische kerntechnische Regelwerk /87/ fordert einen systematischen Ansatz zum Umgang mit auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen. Es ist gefordert, dass die einzelnen Sicherheitsebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept unabhängig wirksam sein sollen (Artikel 425). Die Systeme der 4. Sicherheitsebene sollen ohne Rückgriff auf die vorgelagerten Sicherheitsebenen wirken. Weiterhin sollen die Systeme der 4. Sicherheitsebene unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände wirksam sein (Artikel 431):

“425. According to Section 12 of Government Decree 717/2013, the levels of defence required under the defence-in-depth concept shall be as independent of one another as is reasonably achievable. The loss of any single level of defence may not impair the operation of the other levels of defence.

[98] 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.

[99] SAMG - Severe Accident-Management-Guidance

431. The systems intended for controlling severe accidents (level 4 of the defence in depth concept) shall be functionally and physically separated from the systems intended for normal operation and anticipated operational occurrences and for controlling postulated accidents and design extension conditions (levels 1, 2, 3a and 3b). The defence-in-depth level 4 systems intended for controlling severe reactor accidents may, for sound reasons, also be used for preventing severe core damage in design extension conditions provided that this will not undermine the ability of the systems to perform their primary function in case the conditions evolve into a severe accident."

Auch im niederländischen kerntechnischen Regelwerk /88, Artikel 2.1(1)/ ist das Vorhandensein einer 4. Sicherheitsebene zur Erreichung der in Artikel 2.1(3b) angegebenen Sicherheitsziele gefordert. Ebenso wie im finnischen Regelwerk ist auch hier die unabhängige Ausbildung der Sicherheitsebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept gefordert (Artikel 2.1(6)):

„2.1 (1) The confinement of the radioactive materials present in the nuclear power plant as well as the shielding of the radiation emitted by these materials shall be ensured.
In order to achieve this objective, a safety concept shall be implemented in which inherent features, equipment and procedures are allocated to different levels of defence which are characterised by the following plant states:

- Level 1 of defence in depth: normal operation (normal operation)
- Level 2 of defence in depth: anticipated operational occurrences (abnormal operation)
- Level 3 of defence in depth:
  - Level 3a of defence in depth: postulated single initiating events
  - Level 3b of defence in depth: postulated multiple failure events
- Level 4 of defence in depth: postulated core melt accidents. ……

2.1 (3b) At level 4 of defence in depth, complementary safety features shall be provided a) to practically eliminate situations that could lead to early or large releases of radioactive material, b) to control accidents with core melt, c) to achieve a long-term stable state.

2.1 (6) Independence between levels of defence in depth shall be implemented as far as practicable with a particular attention for levels 3 and 4 because of the enhanced severity of overall consequences if failures of these two levels occur simultaneously……."

Diesbezügliche Anforderungen sind auch in den in Deutschland geltenden Regeln /7, dort 2.1(1)/ festgelegt.

Anforderung in Bezug auf die Beherrschung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände sind auch im belgischen kerntechnischen Regelwerk /84, dort Artikel 21/ verankert:

« Art. 21. Extension de la conception des réacteurs

21.1 - Objectif

L'analyse de l'extension de la conception doit examiner la performance de la centrale en situations accidentelles non prises en compte lors de la conception (hors dimensionnement), y compris une sélection d'accidents graves. Ces évènements sont analysés dans le but de minimiser, autant que raisonnablement faisable, les relâchements radioactifs dommageables pour le public et l'environnement, même pour les évènements ayant une très faible probabilité d'occurrence.

Les notions suivantes sont utilisées :

- Accident de dimensionnement (Design Basis Accident) : circonstances accidentelles considérées lors de la conception de la centrale nucléaire, lors desquelles les dégâts occasionnés au combustible et le relâchement de matières radioactives ne dépassent pas les limites autorisées.
- Accident hors dimensionnement ou hors conception (Beyond Design Basis Accident) : circonstances accidentelles plus sévères que celles des accidents de dimensionnement.
- Accident grave (Severe Accident) : circonstances accidentelles hors dimensionnement avec endommagement du coeur du réacteur.

21.2 - Sélection et analyse d'accidents hors dimensionnement

Il faut identifier et revoir périodiquement, autant sur base de méthodes probabilistes et déterministes que sur base de jugements techniques, les séquences accidentelles hors dimensionnement afin de déterminer celles pour lesquelles des mesures de prévention

ou d'atténuation raisonnablement applicables peuvent être identifiées et mises en oeuvre.

La liste des accidents hors dimensionnement à considérer est approuvée par l'autorité de sûreté.

L'analyse des séquences accidentelles hors dimensionnement peut se fonder sur des hypothèses réalistes et sur la base de critères d'acceptation modifiés (moins conservatifs que les critères utilisés pour les accidents de dimensionnement)…… »

4.3.3.1 Sicherheitsebene 4a (Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen)

Nach /2, 5.29/ sollen die Maßnahmen und Einrichtungen möglichst unabhängig („Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents“ /2/) von denen der Sicherheitsebene 3 sein. Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Das Einzelfehlerkonzept kommt in Bezug auf die Sicherheitsebene 4a nicht zur Anwendung. Ebenso sollen in der Nachweisführung anstelle konservativer Annahmen realistische Annahmen genutzt werden. Cliff Edge Effekte sollen ausgeschlossen sein[100].

Eine Auflistung zu analysierender Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4a (DEC A) ist in den Technical Guidelines /5/ beispielhaft angegeben. Die Anwendbarkeit dieser Zusammenstellung auf die hier zu besprechenden AKW mit 900 MW Reaktoren in Frankreich ist unter anlagenspezifischen Gesichtspunkten zu prüfen. Die Prozedur zur Ermittlung der anlagenspezifisch zu betrachtenden DEC A ist in /28/ erläutert.

Die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von DEC A Anlagenzuständen sollen auch bei anlagenexternen Einwirkungen, insoweit diese zu diesen Anlagenzuständen führen können, wirksam sein[101]

[100] “5.73. 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.” /2/

[101] Siehe hierzu /2/, 5.29(b) und 5.32

Die Auslegungsanforderungen für das „Hardened Safety Core“ sind in /35/ aufgelistet [102]. Mit der Zuordnung des „Hardened Safety Core“ zur sog. „IPS-NC“[103] ist dieses System in Frankreich als sicherheitsrelevantes System eingestuft worden /57/.

4.3.3.2 Sicherheitsebene 4b (Kernschmelzphänomene)

Für den Fall der Inanspruchnahme der Sicherheitseben 4b besteht das vorrangige Ziel, die Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters zu erhalten. Demnach muss sichergestellt sein, dass ein Versagen des Reaktordruckbehälters unter Kernschmelzbedingungen nur in einem niedrigen Druckbereich erfolgen darf. Weiterhin muss sichergestellt sein, dass Verbrennungsvorgänge von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter entweder verhindert werden oder durch diese die Integrität des Sicherheitsbehälters nicht gefährdet wird.

---

[102] „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 (IAEA Guide referenced DS367).

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.“/35/

[103] „Introduction of the IPS-NC category (safety-related, non-classified) is, on the other hand, associated with less stringent requirements, particularly concerned with operating conditions, periodic tests and maintenance for equipment already built. Such equipment is notably that required in the event of internal or external hazards (fire, flood, explosions, etc.) during unit outage. Also included are items of equipment which are useful but not indispensable for post-accident reactor control.” /56/.

Für die Planung von mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4b sind alle relevanten Phänomene bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden zu berücksichtigen. Dabei sind insbesondere Phänomene zu berücksichtigen, die die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden sowie mögliche Freisetzungspfade in die Umgebung haben.
Weitere Erläuterungen zu den wirkenden Kernschmelzphänomenen sowie den zu ergreifenden Maßnahmen, einschließlich denen zur Verwendung von SAMG, zur Minderung der Auswirkungen von Kernschmelzunfällen sind u.a. in /5/ aufgelistet.

Zusammenfassung hinsichtlich des Standes von WuT – Sicherheitsebene 4

- Die Sicherheitsebene 4 (auslegungsüberschreitender Bereich) ist als integraler Teil des Sicherheitskonzepts von AKW eingestuft.
- Die Sicherheitsebene 4 umfasst
  - auf der Sicherheitsebene 4a die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von nicht auslegungsgemäß beherrschten Störfälle der Sicherheitsebene 3 (Anlagenzustände infolge Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen) sowie zur Vermeidung von Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4b. Die grundlegenden Schutzziele sind einzuhalten.
  - 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 möglichst unabhängig („Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents“ /2/) unabhängig von denen der Sicherheitsebene 3 sein. Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Das Einzelfehlerkonzept kommt in Bezug auf die Sicherheitsebene 4 nicht zur Anwendung. Ebenso sollen in der Nachweisführung anstelle konservativer Annahmen realistische Annahmen genutzt werden. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a sollen so ausgelegt sein, dass Cliff Edge Effekte ausgeschlossen sind.

5 Umsetzung der aktuell gültigen Sicherheitsanforderungen auf die französischen AKW mit 900 MW Reaktoren auf der Grundlage des in Frankreich praktizierten Konzepts der periodischen Sicherheitsüberprüfungen

Die Zustimmung für ein AKW zur Laufzeitverlängerung hängt insbesondere von den Ergebnissen einer Überprüfung der Anlagensicherheit in Bezug auf dessen aktuellen Alterungssituation, der Alterungsprognose für die beabsichtigte Laufzeitverlängerung sowie von den sicherheitsgerichteten Bedingungen, die für die Laufzeitverlängerung 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.

In den Ländern, bei denen die Laufzeit von AKW im Rahmen der Genehmigung begrenzt ist, erfolgen Entscheidungen zur Laufzeitverlängerung (LTO) nach Erreichen der genehmigten Laufzeit, die in der Regel 40 Jahre beträgt.

In einem Antrag des Landes Baden-Württemberg für den Bundesrat „Entschließung des Bundesrates zur Reduktion des von grenznahen Kernkraftwerken ausgehenden Risikos für die Bevölkerung in Deutschland“ vom 12.10.2018 wird hierzu abgrenzend festgestellt, dass „das Risiko eines genehmigten Kernkraftwerks grundsätzlich maximal etwa drei Jahrzehnte hinzunehmen“ sei. …. „Ältere Anlagen weisen aufgrund des veralteten Anlagendesigns und der Komponentenalterung ein erhöhtes Risiko auf.“ [104]

Die französische Strategie zur LTO ist in Kapitel 4.1 dieser Studie dargelegt worden. An dieser Stelle aber noch einmal der Bezug zu einem ASN Report aus 2016 zu diesem Sachverhalt /37/: **„**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 eine überprüfbare deutliche Erhöhung des Sicherheitsniveaus mit dem Ziel der Angleichung an das von Neuanlagen voraussetzen.

Die Forderung nach Erhöhung der Sicherheit bei den Anlagen, bei denen eine kontinuierliche Laufzeitverlängerung im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen 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 (siehe Kapitel 4.1) ist deshalb zu fordern, dass bei den AKW mit 900 MW Reaktoren nach dem 4. Sicherheitsüberprüfungszyklus der periodischen Sicherheitsüberprüfung, also nach 40 Jahren Betriebszeit, für den Fall einer LTO ein Sicherheitsniveau ausgewiesen wird, dass dem Sicherheitszustand einer Neuanlage entspricht. Gleichzeitig ist nachzuweisen, dass die Sicherheit für die Zeitdauer der beabsichtigten Verlängerung der Betriebszeit in Übereinstimmung mit den

[104] https://www.bundesrat.de/SharedDocs/drucksachen/2018/0501-0600/512-18.pdf?__blob=publicationFile&v=1

jeweils geltenden, sich weiter entwickelnden Standards bleibt. Von besonderer Bedeutung hierbei ist der Nachweis der Sicherheit der nicht austauschbaren Komponenten und Systeme unter Berücksichtigung deren Alterung.

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

Im Abgleich mit den heute aktuell geltenden Sicherheitsanforderungen sind Nachrüstungen oder Erhöhungen der Sicherheit bei den AKW mit 900 MW Reaktoren zu folgenden sicherheitsrelevanten Schwerpunktthemen erforderlich:

- Konsequente Sicherstellung des Gestaffelten Sicherheitskonzepts (Defence-in-Depth), insbesondere vollständige Ausbildung der 4. Sicherheitsebene und Gewährleistung der Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsebenen.

  Abschätzung der Realisierbarkeit der Anforderung:

  Bei den AKW mit 900 MW Reaktoren werden Einrichtungen der 1. Sicherheitsebene auch für die 3. Sicherheitsebene verwendet (z.B. primärseitig die Hochdruckeinspeisepumpen, die Aufgaben im Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystems wahrnehmen sowie sekundärseitig die Dampferzeuger-Notspeisepumpen, die auch im An- und Abfahrsystem eingesetzt werden.). Eine Funktionstrennung ist erforderlich.

  Realisierbarkeit:
  Die Funktionstrennung bei den Systemen, die gegenwärtig Funktionen auf mehreren Sicherheitsebenen wahrnehmen, zur Sicherstellung der Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept sollte sowohl technisch als auch technologisch möglich sein.

  Im Bereich der 4. Sicherheitsebene besteht ein wesentliches Defizit in der Dicke des Fundamentes, die deutlich geringer ist als bei neuen Anlagen. Im Falle eines Kernschmelzunfalles kann die Integrität des Sicherheitseinschlusses nicht ausreichend gewährleistet werden.[105]

[105] Weitere Anmerkungen zur 4. Sicherheitsebene weiter unten

Realisierbarkeit:

Eine Nachrüstung im Bereich des Reaktorfundamentes ist praktisch nicht möglich. Die für Fessenheim praktizierte Nachrüstung („Corecatcher") ist funktionstechnisch nicht erprobt.

- Sicherstellung der Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsstränge durch konsequente Trennung der entsprechenden elektrischen und mechanischen Komponenten.

Abschätzung der Realisierbarkeit der Anforderung:

Alle Stränge des zentral wichtigen sekundärseitigen Notspeisesystems greifen auf einen einzigen Vorratsbehälter (ASG) zurück, sie sind in ihren passiven Komponenten daher vermascht (teilweise auch über eine gemeinsame Nutzung von Rohrleitungen).

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

Damit ist keine vollständige Unabhängigkeit dieser Systeme bzw. ihrer einzelnen Redundanzen gegeben. Kommt es beispielsweise durch interne Ereignisse wie Brand oder auch aufgrund von Einwirkungen von außen zu einem Versagen in diesen Bereichen, wären damit erforderliche Sicherheitsfunktion vollständig ausgefallen. Im Zusammenhang mit den weiteren, auf der Sicherheitsebene 3 vorhandenen Schwachstellen muss daher die erforderliche Zuverlässigkeit der Ereignisbeherrschung auf der Sicherheitsebene 3 in Frage gestellt werden.

Realisierbarkeit:

Die konsequente Auftrennung der Sicherheitsstränge ist erforderlich und sollte sowohl technisch als auch technologisch möglich sein.

- Durchgängigkeit des Einzelfehlerkonzepts für alle sicherheitsrelevanten Systeme, wenn erforderlich auch unter Berücksichtigung des Instandhaltungsfalls (n+2 Ausführung).

  Die Sicherheitssysteme sind grundsätzlich zweisträngig (n+1 Redundanzgrad) ausgelegt, Dies betrifft u. a. die Einrichtungen zur

- primärseitigen Nachkühlung,
- primärseitigen Kühlmittelergänzung bei Kühlmittelverluststörfällen,
- Containment-Kühlung bei Kühlmittelverluststörfällen,
- Kühlung des Lagerbeckens.

Mit Blick auf die Einrichtungen zur Notstromversorgung ist festzustellen, dass der Redundanzgrad der Notstromversorgung ebenfalls nur zweisträngig (n+1) aufgebaut ist.[106]

Abschätzung der Realisierbarkeit der Anforderung:

Um neuen Standards zu entsprechen wären zumindest alle sicherheitstechnisch relevanten Systeme in n+2 Ausführung, also einzelfehlerfest auch im Falle einer Instandhaltung, nachzurüsten.

Realisierbarkeit:
Eine Nachrüstung mit dem Ziel der Erhöhung der Redundanz bei den Sicherheitssystemen wird unter Beachtung der Verhältnismäßigkeit u.a. wegen der fehlenden baulichen Voraussetzungen für die Installation zusätzlicher Sicherheitsstränge als nicht machbar angesehen.

- Erhöhung der Widerstandsfähigkeit sicherheitsrelevanter Systeme gegen anlagenexterne (wie Erdbeben, Überflutung, Flugzeugabsturz) und anlageninterne (wie Feuer, Überflutung) redundanz-übergreifende Einwirkungen. Hier sind die Standortentwicklungen sowie meteorologisch bedingte Entwicklungen für den beabsichtigten LTO Zeitraum zu berücksichtigen.

Abschätzung der Realisierbarkeit der Anforderung:

Erdbeben
Mit Blick auf externe Einwirkungen sind nach Stand von Wissenschaft und

[106] Der geringe Redundanzgrad der Notstromversorgung kann für bestimmte sicherheitstechnisch erforderliche Funktionen durch von der Notstromversorgung unabhängige frischdampfgetriebene Einrichtungen (sekundärseitige Turboeinspeisepumpen) bzw. eine zusätzliche elektrische Notstromversorgung durch einen frischdampfgetriebenen Turbogenerator (LLS) kompensiert werden, sofern ein ausreichender Frischdampfdruck zum Antrieb der Systeme vorhanden ist.

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. In verschiedenen Länder wie Finnland /86/, den Niederlanden /88/ und in Deutschland /17/ kommen zur Bestimmung von Bemessungsereignissen – hier Erdbeben – auch Überschreitenswahrscheinlichkeiten von 10^{-5} pro Jahr zur Berücksichtigung der Unsicherheiten zur Anwendung. Die Auslegung der französischen 900 MW AKW gegenüber Einwirkungen von außen geht auf Anforderungen entsprechend dem konventionellen Regelwerk zurück. Da die konventionellen Regelwerke ein deutlich geringeres Sicherheitsniveau einfordern, als dies für kerntechnische Anlagen verlangt wird, ist nicht davon auszugehen, dass durch Nachrüstung eine Auslegung entsprechend einem heute in Frankreich wie international geforderten Gefährdungsniveau auf Höhe einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr unter angemessener Berücksichtigung der Unsicherheiten erreicht wird. Im Bereich der Erdbebenauslegung (Sicherheitsebene 3) ist für alle französischen Atomkraftwerke bisher ausschließlich ein Bemessungsereignis auf Basis deterministischer Annahmen festgelegt worden. Bereits im Rahmen des europäischen Peer-Reviews wurde 2012 der französischen Aufsichtsbehörde empfohlen, für die zukünftige Überprüfung der Erdbebenauslegung existierender Reaktoren auch probabilistische Analysen heranzuziehen. Die Überschreitungswahrscheinlichkeit des deterministisch bestimmten SMHV (Maximum Historically Probable Earthquake*)* liegt in der Größenordnung von 10^{-3} pro Jahr, für das SMS (Bemessungserdbeben) 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 /72/.

Mit Blick auf die auslegungsgemäße Beherrschung des Bemessungserdbebens SMS (Sicherheitsebene 3) wurden in den 900 MW AKW verschiedene Defizite identifiziert. Dies betrifft

- Komponenten der Notstromdieselaggregate,
- Teile des Zwischenkühlkreislaufes der nuklearen Hilfsanlagen,
- Einrichtungen des Feuerlöschsystems (auch mit Blick auf eine mangelnde Beherrschung von erdbebenbedingten Folgebränden).

Die Tatsache, dass ein im Rahmen der Auslegung (Sicherheitsebene 3) zu unterstellendes Ereignis beim jetzigen Anlagenzustand nicht auslegungsgemäß beherrscht wird, führt dazu, dass es in diesem Fall unmittelbar zu einem auslegungsüberschreitenden Unfallablauf mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen kommt. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich.

Dabei ist auch zu berücksichtigen, dass die im Bereich der Sicherheitsebene 4b für die Mitigation von Unfallfolgen vorgesehenen Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung ebenfalls nicht für ein Bemessungserdbeben ausgelegt sind, und daher ebenfalls als unverfügbar angenommen werden müssen.

In den Nachweisen zur Robustheit der SSCs werden vom Betreiber Reserven kreditiert, die im Rahmen der Auslegung zur Absicherung vorhandener Unsicherheiten eingeführt werden. Ein solches Vorgehen steht im Widerspruch zu den Voraussetzungen für eine deterministische Nachweisführung.

Realisierbarkeit:

Es ist davon auszugehen, dass für die AKW mit 900 MW Reaktoren die heute in Frankreich wie international geforderte Überschreitungswahrscheinlichkeit von mindestens 10^{-4} pro Jahr für Erdbebenereignisse unter angemessener Berücksichtigung aller Unsicherheiten nicht erreicht wird.

In den Nachweisen zur Robustheit der sicherheitsrelevanten SSCs werden vom Betreiber Reserven kreditiert, die im Rahmen der Auslegung zur Absicherung vorhandener Unsicherheiten eingeführt werden. Ein solches Vorgehen steht im Widerspruch zu den Voraussetzungen zur deterministischen Nachweisführung.

Es ist weiterhin davon auszugehen, dass die sicherheitsrelevanten SSCs Lasten aus auslegungsüberschreitenden Erdbeben nicht widerstehen.

Eine umfassende Nachrüstung mit dem Ziel des Schutzes der Anlagen gegen Lasten aus Erdbeben, wie sie heute der Auslegung zu Grunde zu legen sind, auch unter Berücksichtigung von Lasten aus auslegungsüberschreitenden Einwirkungen, wird als praktisch nicht möglich eingeschätzt.

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 Flussstandorten

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 1.000jährlichen 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 Blayais in Jahr 1999 wurden zusätzlich zu berücksichtigende Ereignisse eingeführt. Diese umfassen Beiträge von Starkwinden zu Hochwasserständen von Flüssen (Influence du Vent, IVF), ein Anstieg des Grundwasserspiegels (Remontée de la Nappe Phréatique, NP), ein Versagen von Deichen oder Rohrleitungen (Dégradation d'un Ouvrage de Canalisation, DOC), Starkregen- und Dauerregenereignisse (Pluies de Forte Intensité, PFI sowie Pluies Régulières et Continues, PRC), ein Versagen von wasserführenden Komponenten auf der Anlage (Rupture de Circuits et d'Equipements, RCE) sowie ein Auftreten von Flutwellen (Intumescence, INT). Weiterhin sind seismisch bedingte Überflutungsszenarien zu betrachten.

Zur Berücksichtigung des Einflusses von Starkwinden IVF wird einem 1.000jährlichen Hochwasser (70% Konfidenzintervall) die Wellenhöhe aufgrund von Starkwinden mit einer hundertjährlichen 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 hundertjährliche Regenereignis zugrunde gelegt, das mit einem durchschnittlichen Wasserstand des Flusses zu überlagern ist. Als Dauerregen PRC wird die über 24 Stunden gemittelte Niederschlagsmenge eines hundertjährlichen Regenereignisses angenommen, die mit einem hundertjährlichen Hochwasserstand zu überlagern ist.

Realisierbarkeit:

Es ist davon auszugehen, dass für die AKW mit 900 MW Reaktoren die heute in Frankreich wie international geforderte Überschreitungswahrscheinlichkeit von mindestens 10^{-4} pro Jahr für Überflutungsereignisse unter angemessener Berücksichtigung aller Unsicherheiten nicht erreicht wird.

In den Nachweisen zur Robustheit der sicherheitsrelevanten SSCs werden vom Betreiber Reserven kreditiert, die im Rahmen der Auslegung zur Absicherung vorhandener Unsicherheiten eingeführt werden. Ein solches Vorgehen steht im Widerspruch zu den Voraussetzungen zur deterministischen Nachweisführung.

Es ist weiterhin davon auszugehen, dass die sicherheitsrelevanten SSCs Lasten aus auslegungsüberschreitenden Überflutungsereignissen nicht widerstehen.

Eine umfassende Nachrüstung mit dem Ziel des Schutzes der Anlagen gegen Lasten aus Überflutungsereignissen, wie sie heute der Auslegung zu Grunde legen sind, auch unter Berücksichtigung von Lasten aus auslegungsüberschreitenden Einwirkungen, wird als praktisch nicht möglich eingeschätzt.

Flugzeugabsturz

Der Grundschutz der Anlagen 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.

Dies betrifft einerseits u.a. die nur einfach vorhandenen Vorratsbehälter für die Kühlmittellagerung und die Dampferzeugerbespeisung. Diese sind – ebenso wie weitere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen – außerhalb des Reaktorgebäudes untergebracht und damit nicht besonders gegen mechanische oder thermische Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz geschützt. Dies entspricht nicht dem Stand der Technik wie er beim gegenwärtig in Bau befindlichen EPR umgesetzt wird.

Ein Versagen nur einfach vorhandener sicherheitsrelevanter Vorratsbehälter würde zu einem vollständigen Verlust der sicherheitstechnisch erforderlichen Systemfunktionen der primärseitigen Kühlmittelergänzung oder der sekundärseitigen Dampferzeugerbespeisung und damit zu einem Unfallablauf mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen führen.

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. Kommt es bei einem Flugzeugabsturz zu einem Durchschlagen von Wänden des Lagerbeckengebäudes kann dies zu einem (vollständigen) Wasserverlust aus dem La-

gerbecken führen. In diesem Fall ist eine Kühlung der Brennelemente nicht mehr länger möglich.

Die Auslegung der 900 MW 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 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. Insbesondere Unfallabläufe, die zu großen oder frühen Freisetzungen führen können, sind nach /4/ zu vermeiden bzw. müssen gemäß /32/ bei neu zu errichtenden Atomkraftwerken praktisch ausgeschlossen sein.

Realisierbarkeit:

Die bei der ursprünglichen Auslegung festgelegten zivilisatorischen Einwirkungen erreichen deutlich nicht die in Frankreich aktuell für neue Anlagen deterministisch festgelegten Anforderungen.

Damit weisen die Anlagen grundsätzlich einen geringeren physischen Schutz gegen derartige zivilisatorische Einwirkungen von außen verglichen mit aktuellen Anforderungen an den in Frankreich in Bau befindlichen EPR auf.

Eine Nachrüstung der Anlagen gegen die heute zu unterstellenden Lasten aus Flugzeugabsturz wird als praktisch nicht möglich eingeschätzt.

- Erhöhung bzw. Vervollständigung des Umfangs des anlageninternen Notfallschutzes. Von Bedeutung ist hier insbesondere eine Verbesserung des Schutzes im Falle von Unfällen mit schweren Kernschäden.

Abschätzung der Realisierbarkeit der Anforderungen:

Im Bereich der Sicherheitsebene 4 stehen bei den AKW mit 900 MW Reaktoren verschiedene Einrichtungen zur Verfügung bzw. sind als Nachrüstungen geplant, um auf Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtun-

gen oder mit Brennstoffschäden zu reagieren.

Solche 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 solcher Defizite muss zunächst eine substanzielle Verbesserung der Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems erreicht werden.

Die Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 sind demgegenüber als zusätzliche, eigenständig erforderliche Einrichtungen anzusehen. Auch in diesem Bereich bestehen jedoch erhebliche technische Defizite bzw. Umsetzungsdefizite bei erforderlichen Nachrüstungen.

Als wesentliche Nachrüstungen in Reaktion auf den Unfall in Fukushima sind die Errichtung einer diversitären, dauerhaft verfügbaren Wärmesenke sowie von Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ vorgesehen. Sofern diese tatsächlich umgesetzt werden, könnte damit eine Verbesserung 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 (externe Einwirkung mit einer höheren Auswirkung auf die Anlage als im Rahmen der Auslegung unterstellt, Mehrfachversagen von Einrichtungen der Sicherheitsebene 3) kommt.

Darüber hinaus entsprechen die gegenwärtig realisierten Einrichtungen des präventiven Notfallschutzes auf der Sicherheitsebene 4a nicht dem nach internationalen Regelwerksanforderungen erforderlichen und in neuen Anlagen in Frankreich (EPR) bereits realisierten Stand der Technik. Für wichtige Systemfunktionen wie die primär- und sekundärseitige Kühlung, die Lagerbeckenkühlung, die Gebäudekühlung (zur längerfristigen Aufrechterhaltung von erforderlichen Systemfunktionen) sowie die zugehörige Instrumentierung und Ansteue-

rung stehen geforderte zusätzliche und unabhängige Einrichtungen nicht zur Verfügung.

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 SMHV und damit noch nicht einmal auf das Niveau des Bemessungserdbebens vor. Gegen eine Dampfexplosion im Containment sind keine weiteren Maßnahmen in den Anlagen vorgesehen.

Angesicht der festgestellten Defizite mit Blick auf die auslegungsgemäße Beherrschung bereits des Bemessungserdbebens besteht in den Anlagen ein deutlich erhöhtes Risiko, dass es zu einem auslegungsüberschreitenden Ereignis der Sicherheitsebene 4a (externe Einwirkung mit einer höheren Auswirkung auf die Anlage als im Rahmen der Auslegung unterstellt, Mehrfachversagen von Einrichtungen der Sicherheitsebene 3) in Folge eines Erdbebens kommt. Die gegenwärtig in den Anlagen realisierten Einrichtungen des mitigativen Notfallschutzes auf der Sicherheitsebene 4b entsprechen nicht dem nach internationalen Regelwerksanforderungen erforderlichen Stand, da bereits bei einem Erdbeben mit einer Schwere deutlich unterhalb des Bemessungserdbebens (und damit einem Erdbeben mit einer deutlich größeren Häufigkeit) von einem Versagen der Einrichtungen der gefilterten Druckentlastung auszugehen ist. In der Folge würde entweder ein Versagen des Containments oder die Notwendigkeit der Durchführung einer ungefilterten Druckentlastung resultieren. Dies kann zu großen Freisetzungen von Radioaktivität in die Umgebung führen.

Ohne eine auch bei externen Einwirkungen verfügbare Möglichkeit der gefilterten Druckentlastung werden die Risiken in Verbindung mit Ereignisabläufen der Sicherheitsebene 4b nicht im heute erforderlichen Umfang beherrscht.

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 wird ein

Neubau für die außerhalb des Containments liegenden Lagerbecken für abgebrannten Kernbrennstoff als notwendig angesehen. Als Beispiel hierfür können die an den deutschen AKW Standorten errichteten Zwischenlagen für abgebrannten Kernbrennstoff herangezogen werden.

Realisierbarkeit:
Die Aufwendungen für die vollständige Implementierung der 4. Sicherheitsebene, einschließlich der Maßnahmen und Einrichtungen für den Fall einer Kernschmelze, sind erheblich. Teilweise wären auch erhebliche Entwicklungs- und Erprobungsarbeiten erforderlich, denn der in Realisierung befindliche Corecatcher ist für die Bedingungen eines EPR entwickelt worden und lässt sich nicht einfach auf die Bedingungen der AKW mit 900 MW Reaktoren übertragen.
Es wären weiterhin erhebliche Aufwendungen für die Errichtung von im Schutzgrad den heutigen Anforderungen gerecht werdenden Brennelementlagerbecken erforderlich.
Insgesamt gesehen muss festgestellt werden, dass die Realisierung der Anforderungen zum Schutz im Falle eines Kernschmelzunfalles, auch im Brennelementlagerbecken, praktisch nicht möglich ist.

- Für den Fall von Mehrblockanlagen am Standort muss die Autarkie des jeweiligen AKW Blockes bei der Wahrnehmung der sicherheitsrelevanten Aufgaben sichergestellt sein.

Abschätzung der Realisierbarkeit der Anforderung:
Sowohl auf der Seite der Wasserversorgung als auf der Seite der Stromversorgung bestehen umfangreiche Kopplungen zwischen den AKW Blöcken.

Realisierbarkeit:
Eine Beseitigung von Kopplungen zwischen den AKW Blöcken zur Sicherstellung der geforderten Autarkie hinsichtlich der sicherheitsrelevanten Einrichtungen ist praktisch möglich und wäre durchzuführen.

6 Zusammenfassung der Anforderungen an die Erhöhung der Sicherheit der AKW mit 900 MW Reaktoren im Falle einer LTO

Die Sicherheit heutiger AKW baut auf einem vierstufig gestaffelten Sicherheitskonzept, dessen Sicherheitsebenen weitgehend unabhängig voneinander wirksam sein müssen, und auf Vorkehrungen zu dessen Schutz gegen naturbedingte externe Einwirkungen, wie Erdbeben, Überflutungen oder zivilisationsbedingte Einwirkungen, wie Flugzeugabsturz, auf. Die Sicherheit in Betrieb befindlicher AKW wird nach aktuellen Standards gemessen. Gegebenenfalls vorhandene Abweichungen bedürfen der sicherheitstechnischen Bewertung und bei Notwendigkeit ihrer Beseitigung der Nachrüstung.

Die dieser Ausarbeitung zu Grunde liegende Aufgabenstellung bezieht sich auf die Ermittlung von Sicherheitsanforderungen, die bei einer LTO der französischen AKW mit 900 MW Reaktoren anzuwenden wären. Darauf aufbauend wäre festzustellen, inwieweit bei diesen Reaktoren eine Nachrüstung unter Verhältnismäßigkeitsgesichtspunkten praktikabel sei.

Aus internationaler Sicht repräsentieren die sicherheitstechnischen Empfehlungen der IAEA (IAEA Safety Standards Series - http://www-ns.iaea.org/standards/) den aktuellen Sicherheitsstandard für AKW. Die Erfahrungen und Erkenntnisse aus dem Unfall im japanischen AKW Fukushima sind in die Aktualisierung der IAEA Safety Standards Series eingeflossen. Dies gilt auch für die WENRA Safety Issues, die als ein in Europa harmonisierter Rahmen für die Sicherheit von AKW anzusehen sind. In Frankreich befindet sich der sog. EPR, der als ein Rektor der Generation III eingestuft ist, in Errichtung. Demgemäß sind die aktuell an die Sicherheit von AKW in Frankreich zu stellenden Anforderungen durch diesen Reaktortyp bestimmt. Nach dem Unfall im japanischen AKW Fukushima sind in einer Reihe europäischer Länder die Regeln in Bezug auf die kerntechnische Sicherheit fortgeschrieben worden.

In der vorliegenden Ausarbeitung sind die aus den genannten Referenzen abgeleiteten Sicherheitsanforderungen zusammengetragen worden und sollen zur Bestimmung für das Sicherheitsniveau von AKW, die über die ursprüngliche Betriebszeit hinaus betrieben werden sollen, herangezogen werden.

6.1 Zu den maßgebliche Sicherheitsanforderungen

Anwendung des Standes von Wissenschaft und Technik auf die bestehenden 900 MW AKW in Frankreich

- Das grundlegende, und somit als Sicherheitsmaßstab dienende, Sicherheitsziel lautet gemäß EU-Sicherheitsdirektive /4, 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 Notfallschutzmaßnahmen 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 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 /13/ angegeben.

- Für die Bewertung des Standes der Sicherheit bestehender AKW sind die aktuellen, den Stand des Wissens repräsentierenden Standards anzuwenden.

- In Frankreich wird der Stand des Wissens durch die Anforderungen an den EPR dargestellt[107]. Seitens der französischen Behörde sowie des von der Behörde herangezogenen Gutachters werden infolgedessen die Anforderungen an den EPR als Prüfmaßstab für die bestehenden AKW zu Grunde gelegt.

naturbedingte Einwirkungen:

- Gemäß WENRA Ref.-Level T4.2 sind kerntechnische Anlagen gegen naturbedingte Einwirkungen (wie Erdbeben, Überflutung) mit einer Überschreitungs-

[107] Die im Guide de l'ASN n°22 /68/ angegebenen Sicherheitsanforderungen gehen nicht über die Sicherheitsanforderungen, die in /5/ für den EPR beschrieben sind, hinaus.

wahrscheinlichkeit von 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 einzubeziehen.
- Die Robustheit des AKW soll auch für auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen gezeigt werden.
- „Cliff-edge“ Effekte sind auszuschließen.

zivilisationsbedingte Einwirkungen:

- Für den Nachweis der Sicherheit von AKW gegen unfallbedingten Flugzeugabsturz sind nach Stand von Wissenschaft und Technik in Frankreich die diesbezüglichen Anforderungen in /5/ 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 muss auch für den Fall eines auslegungsüberschreitenden Flugzeugabsturzes möglich 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[108].

- 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 führen.

- 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 oder externer 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.

- Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitseinrichtungen müssen so zuverlässig auszulegt und gegen Einwirkungen geschützt sein, dass sie die erforderliche hohe Verfügbarkeit der zu versorgenden Einrichtungen absichern.

Unabhängigkeit und Entmaschung von Sicherheitseinrichtungen

[108] Die Erfüllung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltung im laufenden Betrieb wird lt. WENRA Anforderung E10.7 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.

- Maßnahmen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit sind insbesondere die räumliche Trennung, die Diversifizierung sowie Redundanz.
- Im Gestaffelten Sicherheitskonzept sollen die Sicherheitsebenen unabhängig voneinander wirksam sein. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 dürfen nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.
- 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.
- Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitssysteme. Fehler in Hilfs- und Versorgungssystemen dürfen die Erfüllung von Sicherheitsfunktionen durch die Sicherheitssysteme nicht beeinträchtigen.

Unabhängigkeit und Entmaschung von Reaktorblöcken bei Mehrblockanlagen

- Sicherheitssysteme sollen 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 (auslegungsüberschreitender Bereich) ist aktuell als integraler Teil des Sicherheitskonzepts von AKW eingestuft.
- Die Sicherheitsebene 4 umfasst
    - auf der Sicherheitsebene 4a die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von nicht auslegungsgemäß beherrschten Störfälle der Sicherheitsebene 3 (Anlagenzustände infolge Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen) sowie zur Vermeidung von Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4b. Die grundlegenden Schutzziele sind einzuhalten.

- 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 möglichst unabhängig („Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents“ /2/) unabhängig von denen der Sicherheitsebene 3 sein. Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Das Einzelfehlerkonzept kommt in Bezug auf die Sicherheitsebene 4 nicht zur Anwendung. Ebenso sollen in der Nachweisführung anstelle konservativer Annahmen realistische Annahmen genutzt werden. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a sollen so ausgelegt sein, dass Cliff Edge Effekte ausgeschlossen sind.

6.2 Voraussetzungen für eine LTO der 900 MW AKW

- Bei 900 MW Anlagen ist es für den Fall einer LTO spätestens nach dem 4. Sicherheitsüberprüfungszyklus der periodischen Sicherheitsüberprüfung, also nach ca. 40 Jahren Betriebszeit, erforderlich, ein Sicherheitsniveau nachzuweisen, dass in Übereinstimmung mit den aktuellen Sicherheitsanforderungen, die dem Sicherheitszustand einer Neuanlage entsprechen, steht.

- Es ist nachzuweisen, dass die Sicherheit für die Zeitdauer der beabsichtigten Verlängerung der Betriebszeit in Übereinstimmung mit den jeweils geltenden, sich weiter entwickelnden Standards bleibt.

- Von besonderer Bedeutung ist der Nachweis der Sicherheit der nicht austauschbaren Komponenten und Systeme unter Berücksichtigung deren Alterung für den Zeitraum der geplanten LTO.

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

6.3 Abschätzung der Realisierbarkeit der Anforderungen zur Erhöhung der Sicherheit der AKW mit 900 MW Reaktoren

- Konsequente Sicherstellung des Gestaffelten Sicherheitskonzepts (Defence-in-Depth), insbesondere Gewährleistung der Unabhängigkeit der einzelnen Si-

cherheitsebenen.

Die Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen ist bei den AKW mit 900 MW Reaktoren nicht durchgängig gewährleistet.

Die erforderliche Funktionstrennung der betroffenen Systeme (betroffen sind Systeme der 3. Sicherheitsebene, die auch für Funktionen der 1. Sicherheitsebene eingesetzt werden.) sollte jedoch sowohl technisch als auch technologisch möglich sein.

- Sicherstellung der Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsstränge durch konsequente Trennung der entsprechenden elektrischen und mechanischen Komponenten.

  Es bestehende umfangreiche Vermaschungen zwischen einzelnen Sicherheitsteilsträngen der Sicherheitssysteme.

  Die konsequente Auftrennung der Sicherheitsstränge ist erforderlich und sollte jedoch sowohl technisch als auch technologisch möglich sein.

- Durchgängigkeit des Einzelfehlerkonzepts für alle sicherheitsrelevanten Systeme, wenn erforderlich auch unter Berücksichtigung des Instandhaltungsfalls ((n+2) Ausführung).

  Die Sicherheitssysteme sind in den 900 MW Anlagen durchgängig vermascht und nur zweisträngig aufgebaut (n+1).

  Eine Nachrüstung zur Sicherstellung einer (n+2) Ausführung der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen wird insbesondere wegen der fehlenden baulichen Voraussetzungen für deren zusätzlichen Installation als grundsätzlich nicht machbar angesehen.

- Erhöhung der Widerstandsfähigkeit sicherheitsrelevanter Systeme gegen anlagenexterne naturbedingte (wie Erdbeben, Überflutung) und zivilisationsbedingte (wie Flugzeugabsturz) Einwirkungen. Hier sind die Standortentwicklungen sowie meteorologisch bedingte Entwicklungen für den beabsichtigten LTO Zeitraum zu berücksichtigen.

  Erdbeben, Überflutung

  Eine umfassende Nachrüstung mit dem Ziel des Schutzes der Anlagen gegen Einwirkungen aus Erdbeben und Überflutung, wie sie aktuell in Frankreich und international gefordert werden, wird als praktisch nicht möglich angesehen.

  Flugzeugabsturz

  Eine Nachrüstung der Anlagen gegen die heute auch in Frankreich zu un-

terstellenden Lasten aus Flugzeugabsturz ist ebenso praktisch nicht möglich.

- Erhöhung bzw. Vervollständigung des Umfangs des anlageninternen Notfallschutzes. Von Bedeutung ist hier insbesondere eine Verbesserung des Schutzes im Falle von Unfällen mit schweren Kernschäden.

  Zur Erreichung des für das Brennelementlagerbecken erforderlichen Schutzgrades wird ein Neubau für die außerhalb des Containments liegenden Lagerbecken für abgebrannten Kernbrennstoff als notwendig angesehen.

  Im Bereich der 4. Sicherheitsebene besteht ein wesentliches Defizit in der Dicke des Fundamentes, die deutlich geringer ist als bei neuen Anlagen. Im Falle eines Kernschmelzunfalles kann die Integrität des Sicherheitseinschlusses nicht ausreichend gewährleistet werden.

  Eine Nachrüstung der Anlagen in Bezug auf die Beherrschung von Kernschmelzunfällen wird als praktisch nicht möglich eingeschätzt. Die für das AKW Fessenheim praktizierte Nachrüstung zum Auffangen und Abkühlen der Kernschmelze ist funktionstechnisch nicht erprobt.

- Für den Fall von Mehrblockanlagen am Standort muss die Autarkie des jeweiligen AKW Blockes bei der Wahrnehmung der sicherheitsrelevanten Aufgaben sichergestellt sein.

  Eine Beseitigung von Kopplungen zwischen den AKW Blöcken zur Sicherstellung der blockbezogenen Autarkie bei den sicherheitsrelevanten Einrichtungen ist praktisch möglich und wäre durchzuführen.

Fazit:

Es wird eingeschätzt, dass bei den französischen AKW mit 900 MW Reaktoren die gegenüber aktuell in Frankreich und international angewendeten Anforderungen an die Sicherheit von AKW bestehenden wesentlichen Sicherheitsdefizite von gravierender Bedeutung für die Sicherheit sind und unter praktischen Gesichtspunkten durch Nachrüstung nicht zu beseitigen sind.

Es bleibt abzuwarten welche Maßnahmen seitens des französischen Betreibers zur Nachrüstung der AKW mit 900 MW Reaktoren mit dem Ziel des Erreichens aktueller Sicherheitsanforderungen präzise in Angriff genommen werden.

7 Literatur

/1/ Electricite de France: Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima. 15 September 2011

/2/ Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1 (Rev. 1), Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA, Vienna 2016

/3/ Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT, WENRA, 24th September 2014

/4 / 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

/5/ "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

/6/ European Utility Requirements for LWR nuclear power plants, rev. D, volume 2, chapter 8, section number 3.10, 10/2012

/7/ "Sicherheitsanforderungen an KKW“ vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2)

/8/ Bekanntmachung der Interpretationen zu den "Sicherheitsanforderungen an KKW" vom 22. November 2012 vom 29. November 2013 (BAnz AT 10.12.2013 B4), geändert am 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B3)

/9/ 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

/10/ Pascal QUENTIN, Jean COUTURIER*:* IRSN point of view on plant long term operation assessment, IRSN, EUROSAFE Forum 2010

/11/ 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

/12/ ASN REPORT on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2014, March 2015

/13/ 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

/14/ Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums, GRS-189, 2002

/15/ Safety Requirements No. NS-R-3 (Rev. 1), Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA, Vienna 2016

/16/ ASN, BASIC SAFETY RULE, Fundamental safety rule n°2001-01 concerning basic nuclear installations

/17/ KTA 2201.1, Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 1: Grundsätze, Fassung 2011-11

/18/ FRANCE, Convention on Nuclear Safety, Seventh National Report for the 2017 Review Meeting, August 2016

/19/ Protection des installations nucléaires contre les chutes d'avions, ANS, 09/02/2015

/20/ Methodology for coping with accidents of external and internal origin in PWR power stations, EUR 10782 EN, August 1984

/21/ Autorité de Sûreté Nucléaire: Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants, Report by the French Nuclear Safety Authority, December 2011.

/22/ Electricite de France: Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima. 15 September 2011

/23/ Stevenson; J.D.: Summary and Comparison of current U.S. Regulatory Standards and foreign Standards, Nuclear Engineering and Design (1984) 145-160

/24/ Class I Guidances, Guideline on the categorization and assessment of accidental aircraft crashes in the design of new class I nuclear installations, FANC, February 2015

/25/ SEISMIC HAZARDS IN SITE EVALUATION FOR NUCLEAR INSTALLATIONS, IAEA SPECIFIC SAFETY GUIDE SSG-9, Vienna 2010

/26/ METEOROLOGICAL AND HYDROLOGICAL HAZARDS IN SITE EVALUATION FOR NUCLEAR INSTALLATIONS, IAEA SPECIFIC SAFETY GUIDE SSG-18, Vienna 2010

/27/ Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants, IAEA SAFETY GUIDE No. NS-G-1.9, Vienna 2004

/28/ WENRA Guidance on Safety Reference Levels of Issue F, WENRA, September 2014

/29/ RICHTLINIE 2013/59/EURATOM DES RATES zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung vom 5. Dezember 2013

/30/ ASN requires EDF to comply with additional requirements for implementation of the "hardened safety core", 23/01/2014 (information notice)

/31/ Fabien FERON, NPP Periodic Safety Reviews (PSR) in France, French Nuclear Safety Authority (ASN), ENSREG workshop, April 2015

/32/ Decree No. 2007-534 of 10 April 2007
Decree Authorising the Creation of the “Flamanville 3”, Basic Nuclear Installation Including an EPR Nuclear Power Plant at Flamanville (Manche Department)

/33/ The Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant, Copyright © 1984 Westinghouse Electric Corporation, Water Reactor Divisions

/34/ Post Fukushima assessment and follow up French National Action Plant (ASN), ENSREG Post-Fukushima National Action Plans Workshop April 2015

/35/ Convention on Nuclear Safety, Questions Posted To France in 2014

/36/ REGULATORY APPROACHES AND CRITERIA USED IN THE ANALYSIS OF ACCIDENTS AND TRANSIENTS IN MDEP EPRWG MEMBER COUNTRIES, MDEP Technical Report TR-EPRWG-01, Nov. 2014

/37/ The ASN (Nuclear Safety Authority) Report on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2015, March 2016.

/38/ French ENVIRONMENTAL CODE, Updated 04/10/2006

/39/ Bewertung neuer Reaktorkonzepte und der Übertragbarkeit sicherheitstechnischer Lösungen auf in Betrieb befindliche Anlagen, GRS-A-3649, März 2012

/40/ Vienna Declaration on Nuclear Safety.
On principles for the implementation of the objective of the Convention on Nuclear Safety to prevent accidents and mitigate radiological consequences. INFCIRC/872, CNS/DC/2015/2/Rev.1, February 2015

/41/ DESIGN OF INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS FOR NUCLEAR POWER PLANTS, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSG-39, Vienna 2016

/42/ Complementary Safety Assessments of the French nuclear installations, Report by the French nuclear safety authority, December 2011

/43/ FUNDAMENTAL SAFETY PRINCIPLES, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SF-1, Vienna 2006

/44/ 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

/45/ WENRA Guidance Document Issue T: Natural Hazards, 21 April 2015

/46/ Catherine BERGE-THIERRY: NUCLEAR SAFETY & SEISMIC RISK MANAGEMENT IN FRANCE: OVERVIEW, SEPTEMBER 28, 2016, SCIENTIFIC & TECHNICAL SEMINAR AT THE CANADIAN NUCLEAR SAFETY COMMISSION

/47/ SAFETY REQUIREMENTS IN FRANCE FOR THE PROTECTION AGAINST EXTREME EARTHQUAKES, International Experts Meeting on Protection against Extreme Earthquakes and Tsunamis, IEM3 IAEA, Sept. 2012

/48/ Seismic design and analysis of safety-related nuclear structures in Sweden, 2014

/49/ BERGE-THIERRY Catherine: Seismic Hazard Assessment and Uncertainties Treatment: Discussion on the current French regulation, practices and open issues, NEA/CSNI/R(2014)9

/50/ ENSREG, NATIONAL ACTION PLAN OF THE FRENCH NUCLEAR SAFETY AUTHORITY, December 2012

/51/ French Post-Fukushima Complementary Assessments, EUROSAFE 2015

/52/ Protection of Basic Nuclear Installations Against External Flooding, ASN GUIDE N° 13 Version of 08/01/2013

/53/ CNRA Working Group on the Regulation of New Reactors, Supplementary Report on the Regulation of Site Selection and Preparation, NEA/CNRA/R(2014)5, 16-Jul-2014

/54/ Decision No. 2008-DC-0114 of 26 September 2008 by the French Nuclear Safety Authority Setting Forth Specific Requirements to Be Met by *Électricité de France – Société anonyme* (EDF-SA) at the Flamanville Nuclear site Regarding the Design and Construction of the Flamanville-3 (INB No. 167) NPP and the Operation of Flamanville-1 (INB No. 108) and Flamanville-2 (INB No. 109) NPPs

/55/ The EUR: a great achievement and still on its way, ICAPP 2013

/56/ Libman, Elements of nuclear Safety, IRSN, 1996

/57/ ASN – Letter to EdF Nuclear Operation Division, Montrouge 20. March 2015

/58/ 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)

/59/ 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)

/60/ EDF France modernization program for the existing NPPs, OECD/NEA Workshop, Innovations in Water-cooled Reactor Technologies, February 11-12th, 2015 - NEA Headquarters, Paris

/61/ WENRA Report, Safety of new NPP designs, Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG, March 2013

/62/ Sweden's fifth national report under the Convention on Nuclear Safety, Stockholm 2010

/63/ ASN, Basic safety rule 2002-1 of 26th december 2002 - Development and utilisation of probabilistic safety assessments

/64/ 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, Published on 21/04/2016

/65/ ASN, RFS-I.2.a. du 05/08/1980, Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions

/66/ UK EPR, PRE-CONSTRUCTION SAFETY REPORT, Compliance with regulations, 2012

/67/ L'ASN et l'IRSN publient un guide sur la conception des réacteurs à eau sous pression, Publié le 19/07/2017

/68/ Guide de l'ASN n°22 : Conception des réacteurs à eau sous pression, Publié le 18/07/2017

/69/ IAEA SAFETY GLOSSARY, TERMINOLOGY USED IN NUCLEAR SAFETY AND RADIATION PROTECTION, 2007 EDITION

/70/ Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-37/05

/71/ Analyse der Ergebnisse des EU Stresstest der Kernkraftwerke Fessenheim und Beznau, Teil 1: Fessenheim, Öko Institut und Physikerbüro Bremen, 2012

/72/ Autorité de Sûreté Nucléaire: Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants, Report by the French Nuclear Safety Authority, December 2011.

/73/ NUCLEAR POWER REACTORS IN THE WORLD, 2015 Edition, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2015

/74/ Design, Safety Technology and Operability Features of EPR, Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Development, July 4th, 2011 (Wien)

/75/ Implementation of Severe Accident Management Measures, Nuclear Safety NEA/CSNI/R (2001)20 PSI Report Nr. 01-15 November 2001

/76/ Bernard Roche : The french Nuclear Program

/77/ Renforcement du radier du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Fessenheim, EdF 22.02.2012

/78/ Majer, D.: Technische Beurteilung der Vorschläge der EDF für die Verstärkung der Bodenplatte hinsichtlich der Frage, ob diese Vorschläge auf Grund des vorhandenen wissenschaftlichen und technischen Wissens geeignet sind, die Probleme bei einer Kernschmelze zu bewältigen, Wiesbaden 17.6.2012

/79/ ASN requires EDF to comply with additional requirements for implementation of the "hardened safety core", ASN, Note d'information, 23/01/2014

/80/ Convention on Nuclear Safety, Questions Posted To France in 2014

/81/ UPDATED NATIONAL ACTION PLAN OF THE FRENCH NUCLEAR SAFETY AUTHORITY, December 2014

/82/ Post Fukushima assessment and follow up French National Action Plant, ENSREG 22.04.2015

/83/ Bernard Guesdon*:* LWR activities in France, IAEA 16th Meeting of the Technical Working Group on Advanced Technologies for LWRs, Vienna 26-28 July 2011

/84/ Roi des Belges (2011): Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires (Moniteur belge 21.12.2011, ed. 5, p. 80011). Verfügbar unter http://www.ejustice.just.fgov.be/eli/arrete/201111/30/2011206225/justel.

/85/ EDF: ‘Grand Carénage’, Presentation of major renovation programme, ENSREG Brussels 29/06/2017

/86/ Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) (2013a): Provisions For Internal And External Hazards At A Nuclear Facility (Guide YVL B.7), Helsinki. Verfügbar unter https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLB-7

/87/ Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) (2013b): Safety design of a nuclear power plant (Guide YVL B.1), Helsinki. Verfügbar unter https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLB-1.

/88/ Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection (ANVS) (2015): Safety Guidelines. Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors and DSR, The Hague. Verfügbar unter https://english.autoriteitnvs.nl/documents/publication/2015/11/1/guidelines-on-the-safe-design-and-operation-of-nuclear-reactors

/89/ WENRA/RHWG Report, Safety of new NPP designs, March 2013

/90/ Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015): Class I Guidances,, Guideline on the evaluation of the external flooding hazard for new class I nuclear installations, February 2015

/91/ Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015): Class I Guidances, Guideline on the evaluation of the seismic hazards for new class I nuclear installations, February 2015

/92/ Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015, Class I Guidances, Guideline - Safety demonstration of new class I nuclear installations: approach to Defence-in-Depth, radiological safety objectives and the application of a graded approach to external hazards, February 2015

/93/ Sixth French report under the CNS – July 2013

/94/ IRSN's Position on Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France, 2012, IRSN report DG/2013-00005-EN

/95/ Design, Safety Technology and Operability Features of EPR, Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Development, July 4th, 2011 (Wien)

Anhang 1: EPR aircraft crashes /5/

“As regards aircraft crashes, provisions must be taken to ensure an adequate protection of safety related buildings with due consideration to the general and military aircraft traffics near the site and anticipating as far as possible their evolution during the lifetime of the plant.
Protection of the safety systems has to be considered with regard to the direct impact (penetration) as well as to the indirect impact by induced vibrations.

These objectives can be dealt with by the design of the reactor building, of the spent fuel building and of some auxiliary buildings (so as to ensure without redundancy the protection of equipment needed to shutdown the reactor and to prevent core melt)24 using the load-time diagrams C1 and C2, presented in figure 4, applied to a circular area of 7 m^2 in the following way :
1. Load-time diagram C1 has to be used for the design of the inner structures of these buildings against induced vibrations, assuming a linear elastic material behaviour and impact in the center of each outer protecting wall. To avoid extreme excitations, decoupling of the inner structures from the outer shells shall be used. As far as possible, fixing of systems and components at the outer walls should be avoided. The corresponding response spectra to be considered for equipment design have to be computed for the main structural elements of the buildings only.
2. Regarding protection against penetration, load-time diagram C1 has to be used for the design of the outer shells of the same buildings against the direct impact loads, so as to ensure that no penetration nor scabbing will occur and that deformation (rebars, concrete) would be limited.
3. In addition, the load-time diagram C2 has to be used for the design to the ultimate limit state (according to Eurocode 2, part 1)[109] of :
a) the reactor building so as to ensure that perforation is prevented and scabbing which could occur would not jeopardize the shutdown of the reactor and the prevention of core melt,
b) the spent fuel building so as to ensure that there is no uncovering of the spent fuel.
The dynamic analysis of induced vibrations can be carried out using a modal analysis superposition technique with the combination of modal responses according to "the

[109] The definition of ultimate limit state in Eurocode 2, part 1, is "associated with collapse or with other forms of structural failure which may endanger the safety of people". So the safety demonstration relative to this paragraph can take into account protecting walls other than the outer shells of the reactor building and the spent fuel building.

square root of the sum of the squares" methodology.
It is underlined that, with an adequate layout ensuring a geographical separation of non-protected redundant equipment, it is not necessary to complement the corresponding load case approach by an event approach. However, it is pointed out that in connection to the fact that the steam lines are implemented by pairs and not protected against airplane crashes, the simultaneous emptying of two steam generators should be studied with adequate rules."

Anhang 2: structures and components of the "hardened safety core" /89/, /83/, Bilder 12, 13

"The hardened safety core relies on the implantation of additional SSC's or existing SSC's which are designed or checked against beyond design conditions (external hazards and a plant situation after this external hazard, with consideration of induced effects).

The global function of the hardened safety core is to guarantee ultimately basic safety function with reinforced means (criticality control, residual power evacuation, radiological confinement).

This hardened safety core relies on additional means. For reactors, this additional means comprises mainly:

- Bunkered diesel generator
- New ultimate heat sink
- New steam generator water feeding system
- Reinforced I&C for the steam generator and steam released valves
- Additional primary water feeding circuit
- Containment sump heat exchanger and related out-containment cooling system
- Related I&C
- Reinforced primary pump seal protection system
- Containment isolation system…

These SSC need the operation of existing systems such as hydrogen recombiners that are in place on French plants for years.

For spent fuel pools, mainly:

- Bunkered diesel generator (same as reactors)
- New ultimate heat sink (same as reactors)
- Related I&C
- Reinforced Water feeding circuits

In addition, as part of the hardened safety core, an additional on site emergency response centre will be implemented to cope with multi units accidental situations.

The implementation of the hardened safety core requires that existing SSC that have safety functions under specific conditions are checked regarding these conditions (reactor containment, PARs…), spent fuel pool structural integrity (under extreme hazard and induced effects such as heavy load drop).

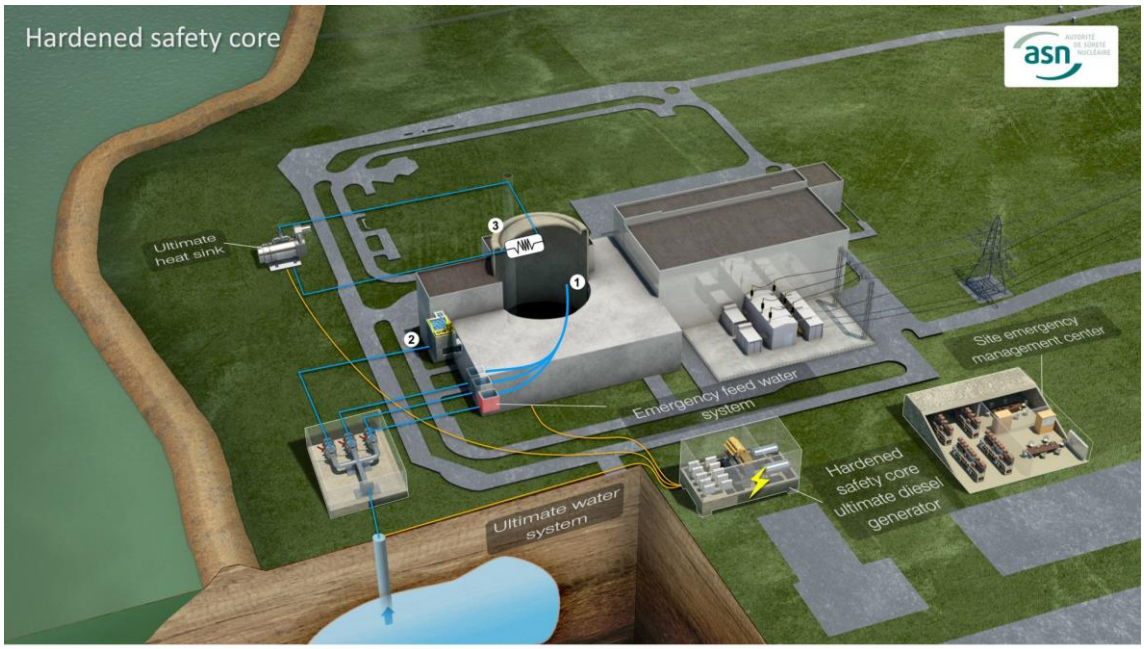
This hardened safety core that relies on fixed means is also designed to be compatible and to house plugging systems to be supported if necessary by mobile means provided by some national repository.

On January 2014 ASN issued new resolutions to EDF related to the design and the implementation of the hardened safety core. Once translated in English, these decisions will be available on ASN web site: http://www.asn.fr.

The implementation of the most significant measures related to the hardened safety core (typically Bunkered diesel generator, New ultimate heat sink, additional on site emergency response centre) is forecasted by 2020 for the latest sites."

Eine Übersicht über die Einbindung des Hardened Safety Core in ein AKW mit 900 MW Reaktor ist in den Bildern 12 und 13 enthalten.

Bild 12: Überblick über das “hardened safety core“ /83/



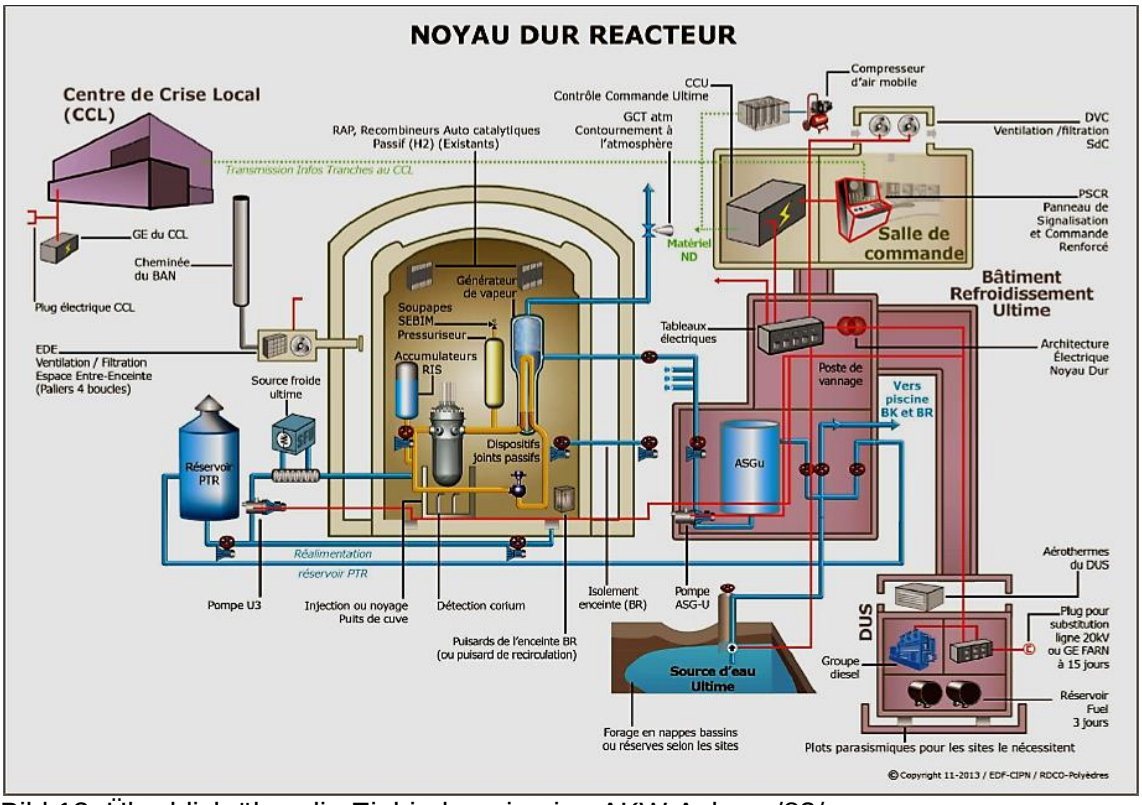


Bild 13: Überblick über die Einbindung in eine AKW Anlage /83/