

Sicherheitstechnische Analyse des Vorkommnisses im AKW Fessenheim am 09.04.2014

Autor: Prof. Dr. Manfred Mertins

Köln, April 2016

Auftraggeberin: Rebecca Harms, Fraktionsvorsitzende der Grünen/EFA im Europaparlament



Die Grünen | Europäische Freie Allianz
im Europäischen Parlament

Sicherheitstechnische Analyse des Vorkommnisses im AKW¹ Fessenheim am 09.04.2014

Vorwort

Mit mail vom 16.04.2016 veranlasste Frau Rebecca Harms, Fraktionsvorsitzende der Grünen/EFA im Europaparlament, eine Analyse zum Sicherheitsstand des französischen AKW Fessenheim unter Bezugnahme auf das Vorkommnis am 09.04.2014.

Als sicherheitstechnischer Maßstab sollen dabei die den Stand von Wissenschaft und Technik bestimmenden internationalen Sicherheitsanforderungen dienen. Insbesondere sollen dabei die von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im September 2014 veröffentlichten WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors herangezogen werden.

¹ AKW - Atomkraftwerk

Inhalt

1	Erläuterung des Auftrags zur sicherheitstechnischen Analyse des Vorkommnisses im AKW Fessenheim am 09.04.2014	4
2	Sicherheitsrelevante Aspekte des AKW Fessenheim	4
2.1	Anlagenkurzbeschreibung	4
2.2	Wesentliche Abweichungen des AKW Fessenheim im Vergleich mit aktuell geltenden Sicherheitsanforderungen	18
2.2.1	Für die Anlagenbewertung nach Stand von Wissenschaft und Technik heranzuziehende Sicherheitsanforderungen.....	18
2.2.2	Übersicht über Abweichungen des AKW Fessenheim von Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik	22
2.2.3	Schlußfolgerungen aus den Abweichungen zum Stand von Wissenschaft und Technik.....	25
3	Informationen zum Betrieb des AKW Fessenheim unter Berücksichtigung des Vorkommnisses vom 09.04.2014	26
3.1	Feststellungen durchgeführter OSART-Missions	26
3.2	Vorkommnis vom 09.04.2014	28
4	Sicherheitstechnische Einordnung der Informationen zum Betrieb des AKW Fessenheim	33
5	Literaturverzeichnis.....	35

Anhang 1: Ergebnisse aus Funktionsprüfungen von Notstromaggregaten in französischen AKW - Kurzfassung

Anhang 2: structures and components of the "hardened safety core" /26/, /27/

1 Erläuterung des Auftrags zur sicherheitstechnischen Analyse des Vorkommnisses im AKW Fessenheim am 09.04.2014

Gemäß Auftrag vom 16.04.2014 besteht der Schwerpunkt der beauftragten sicherheitstechnischen Analyse in der sicherheitstechnischen Einordnung des Vorkommnisses vom 09.04.2014 im Atomkraftwerk (AKW) Fessenheim.

Als sicherheitstechnischer Maßstab sollen dabei die den Stand von Wissenschaft und Technik bestimmenden internationalen Sicherheitsanforderungen dienen. Der Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf Anforderungen an die Sicherheit von AKW wird international durch die Safety Standards Series der International Atomic Agency (IAEA) mit Sitz in Wien sowie durch die von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im September 2014 veröffentlichten WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors bestimmt.

2 Sicherheitsrelevante Aspekte des AKW Fessenheim

2.1 Anlagenkurzbeschreibung

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 /8/
- Analyse der Ergebnisse des EU Stresstest der Kernkraftwerke Fessenheim und Beznau, Teil 1: Fessenheim, Öko Institut und Physikerbüro Bremen, 2012 /10/
- Autorité de Sûreté Nucléaire: Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants. Report by the French Nuclear Safety Authority, December 2011 /21/

zu Grunde.

Die 58 in Betrieb befindlichen AKW werden vom französischen Stromkonzern EDF betrieben /5/ (sh. auch Bild 1). Ein Reaktor vom Typ European Pressurized Reactor

(EPR) /22/ 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.

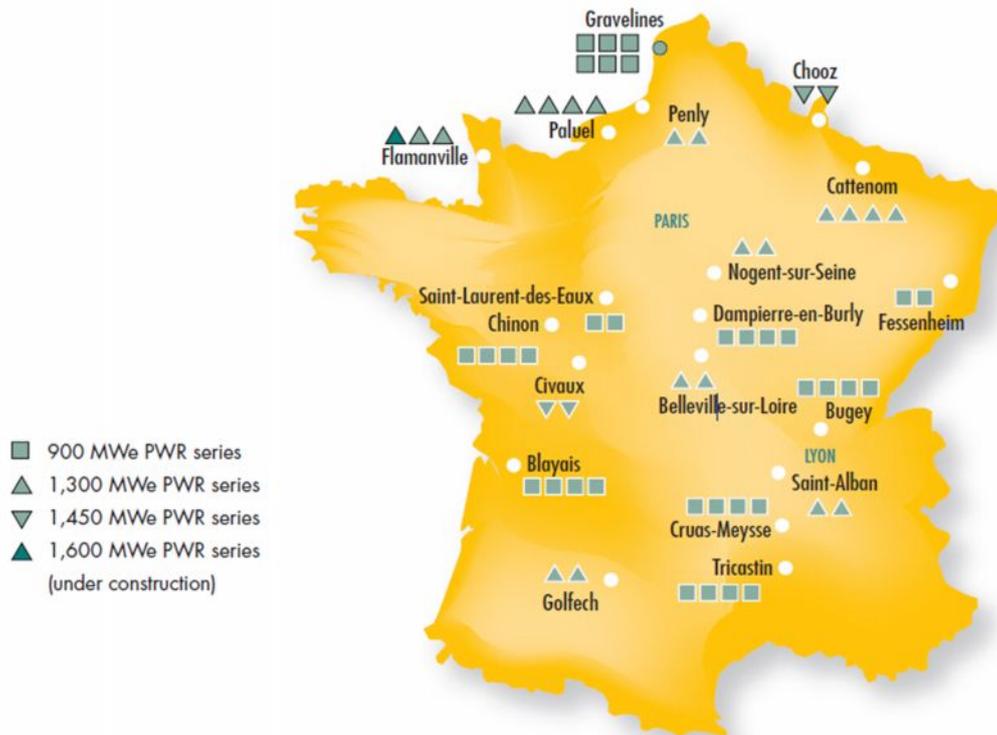


Bild 1: AKW in Frankreich (Quelle²)

Als erste Reaktoren der sogenannten CP0-Baulinie wurden 1977 und 1978 die beiden Blöcke des AKW Fessenheim in Betrieb genommen /19/, 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 1970-er Jahre unter Verwendung eines "3-loop"-Designs. Die elektrische Nettoleistung beträgt ca. 900 MW (thermische Leistung ca. 2660 MW pro Block).

² http://www.asn.fr/annual_report/2011gb/files/RA2011%20UK%20Chap%2012.pdf

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.

Das Anlagengelände des AKW Fessenheim befindet sich ca. 26 km nordöstlich von Mülhausen im Elsass. Es liegt in unmittelbarer Nachbarschaft des Rheinseitenkanals (Grand Canal d'Alsace, GCA), in 1,5 km Entfernung vom Rhein und der deutsch/französischen Grenze. Die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude befinden sich auf einem Niveau von 205,50 m NN /10/.



Bild 2: Das AKW Fessenheim mit dem Rheinseitenkanal (Quelle: aargauerzeitung.ch)

Die Reaktoren sind in den beiden Reaktorgebäuden untergebracht (Bild 2, Bild 3). An die Reaktorgebäude grenzen die Lagerbeckengebäude für abgebrannte Brennelemente sowie die beiden Vorratsbehälter für die Sicherheitseinspeisesysteme. Die beiden Reaktorblöcke teilen sich ein gemeinsames Hilfsanlagengebäude zwischen den Reaktorgebäuden. Hinter dem Reaktorgebäude ist das gemeinsame Maschinenhaus mit Turbinen und Generatoren angeordnet. Zwischen Maschinenhaus und Reaktorgebäu-

den befinden sich die Gebäude mit den elektrischen Einrichtungen. Die Vorratsbehälter für die Notspeisesysteme sind in separaten Gebäuden untergebracht.

Bauseitig sind die beiden Reaktorgebäude jeweils als einwandiges Spannbetoncontainment mit innerer Dichthaut ausgeführt. Der Auslegungsdruck beträgt 5 bar absolut. Das Fundament des Reaktorgebäudes wird aus einer 1,5 m dicken Betonplatte gebildet. Im Ergebnis von Auswertungen des Fukushima-Unfalls wurden in diesem Bereich Veränderungen /17/ durchgeführt. Nähere Erläuterungen und sicherheitstechnische Einschätzungen hierzu werden später vorgenommen.

Die Brennelement-Lagerbecken befinden sich außerhalb der Reaktorgebäude in eigenen, an die Reaktorgebäude angrenzenden Lagerbeckengebäuden. Die Struktur der Lagerbeckenhalle besteht aus einem einfachen Metalldach, die Wandstärke beträgt ca. 30 cm. Ein sich in der Lagerbeckenhalle durch Verdampfung von Kühlmittel gegebenenfalls aufbauender Überdruck kann durch ein Öffnen einer Entlüftungsöffnung zur Umgebung abgesenkt werden. Dies erfolgt durch das Betriebspersonal bei einer Temperatur von 50°C im Lagerbecken. Die Lagerbecken sind für Brennelemente bis zu einem maximalen Abbrand von 52 GWd/t, mit einer maximalen Abklingleistung von insgesamt 6,5 MW ausgelegt.

In deutschen DWR Anlagen hingegen befinden sich die Brennelement-Lagerbecken innerhalb des Containments im Reaktorgebäude. Dies gewährleistet bei den deutschen Anlagen einen umfassenden Schutz gegen Einwirkungen von außen, z.B. im Falle eines Flugzeugabsturzes, sowie die Spaltproduktrückhaltung im Falle von Brennelementeschäden.



Bild 3: Standort Fessenheim (Quelle: Google 2005)

- Verfahrenstechnik

Das AKW Fessenheim verfügt über ein gemeinsames Einlaufbauwerk für das Haupt- und das Nebenkühlwasser. Das Einlaufbauwerk befindet sich östlich der Reaktorgebäude. Der Einlaufkanal hat eine Länge von 100 m, eine Breite von 55 m, und eine Tiefe von 16 m. Die Pumpstation für die Kühlwasserversorgung der Anlage befindet sich auf einem Niveau von 216,00 mNN.

Eine Übersichtsdarstellung zu den verfahrenstechnischen Einrichtungen des AKW Fessenheim ist in Bild 4 verfügbar.

In das Kühlwassersystem ist je Block ein Kühlwasservorratsbehälter mit einer Kapazität von jeweils 1280 m³ eingebunden. Die Kühlwasservorratsbehälter können für beide

Blöcke auch gemeinsam genutzt werden. Die Kühlwasservorratsbehälter sind nicht für seismische Einwirkungen qualifiziert^{3 4}.

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

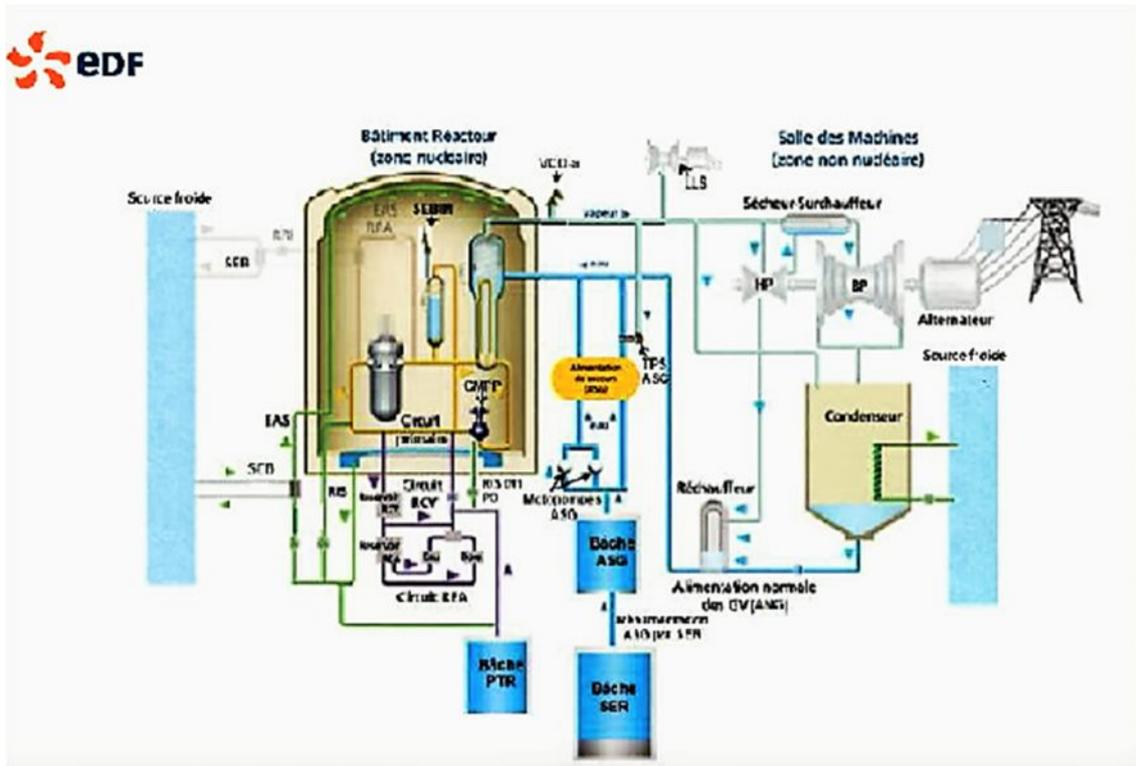


Bild 4: Übersicht zur Verfahrenstechnik (Quelle: EdF/8/)

Das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem befindet sich in dem gemeinsam genutzten Hilfsanlagegebäude und ist blockbezogen. Die Hauptkomponenten des Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystems umfassen drei Hochdruckeinspeise-

³ „für seismische Einwirkungen qualifiziert“ heißt, dass die entsprechenden Maßnahmen und Einrichtungen gegen die Lasten aus dem Erdbeben, dass dem AKW Fessenheim zu Grunde gelegt wurde, ausgelegt sind. Angaben zur diesbezüglichen Auslegung finden sich in /8/, /10/ und /21/.

⁴ Nach Einschätzung des Betreibers sind die Kühlwasservorratsbehälter nur gegen Erdbeben einer Stärke vom 0,77fachen des Sicherheitserdbebens ausgelegt /8/. Die Kühlwasservorratsbehälter sind zum Schutz gegen seismische Einwirkungen auf einem elastischen Untergrund aufgestellt worden. Dieser Untergrund musste jedoch wegen Verschlechterung der Widerstandsfähigkeit Anfang der 1990-iger Jahre ausgewechselt werden, konkrete Angaben über den derzeitigen Zustand liegen nicht vor.

pumpen, einen Zwischenerhitzer und einen Volumenausgleichsbehälter. Das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem stellt das Aufborieren des Primärkreislaufes und die Versorgung der Hauptkühlmittelpumpen mit Sperrwasser sicher. Die Hochdruckeinspeisepumpen können auch die Sperrwasserversorgung des jeweils anderen Blocks wahrnehmen. Das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem ist notstromgesichert und für seismische Einwirkungen qualifiziert.

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

Das blockbezogene primärseitige 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 Hilfsanlagegebäude untergebracht. Die Wärmeabfuhr aus dem Zwischenkühlwassersystem erfolgt über Wärmeaustauscher, die durch das Nebenkühlwasser gekühlt werden. Das Nebenkühlwasser wird über das Gravitationsgefälle zwischen Einlauf und Auslauf betrieben. 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-Sprühsystems sind zwei Niederdruck-Pumpen und die dazugehörigen Wärmetauscher. Die Wärme wird über das Zwischenkühlwassersystem und das Nebenkühlwassersystem 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 m³ boriiertem Kühlmittel sowie ein Borsäurekonzentratbehälter zur Sicherstellung der Unterkritikalität. Das Sicherheitseinspeisesystem verfügt weiter über drei Druckspeicher und zwei Niederdruckeinspeisepumpen, die in der Lage sind sowohl aus dem Flutbehälter als auch aus dem Sicherheitsbehältersumpf anzusaugen. Im Falle von Kühlmittelverluststörfällen bei hohem Primärkreisdruck speisen die drei Hochdruckeinspeisepumpen des Volumenregelsystems in den Primärkreislauf ein. Die drei Druckspeicher speisen ab einem Primärkreisdruck von 40 bar in den Primärkreislauf ein. Bei niedrigem Druck wird die Kühlmittelspeisung über zwei Niederdruckeinspeisepumpen wahrgenommen. Das Sicherheitseinspeisesystem ist notstromgesichert sowie für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Im Falle einer Unverfügbarkeit der Hochdruckeinspeisepumpen erfolgt die Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen mittels der für beide Blöcke gemeinsam vorhandenen Drucktestpumpe durch Einspeisung von boriiertem Wasser aus dem Flutbehälter.

Zur primärseitigen Druckbegrenzung und -entlastung stehen die Druckhalter-Abblaseventile zur Verfügung. Zu deren Offenhaltung ist eine elektrische Stromversorgung und Ansteuerung erforderlich.

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 als An- und Abfahrssystem sowie für die sekundärseitige Wärmeabfuhr im Falle von Störfällen. Für den Betrieb der Turboeinspeisepumpe wird das Druckluftsystem oder der

frischdampfgetriebene Turbogenerator benötigt. 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. Der Druckabsicherung im Sekundärkreislauf dienen drei Frischdampfsicherheitsventile.

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

- Stromversorgung

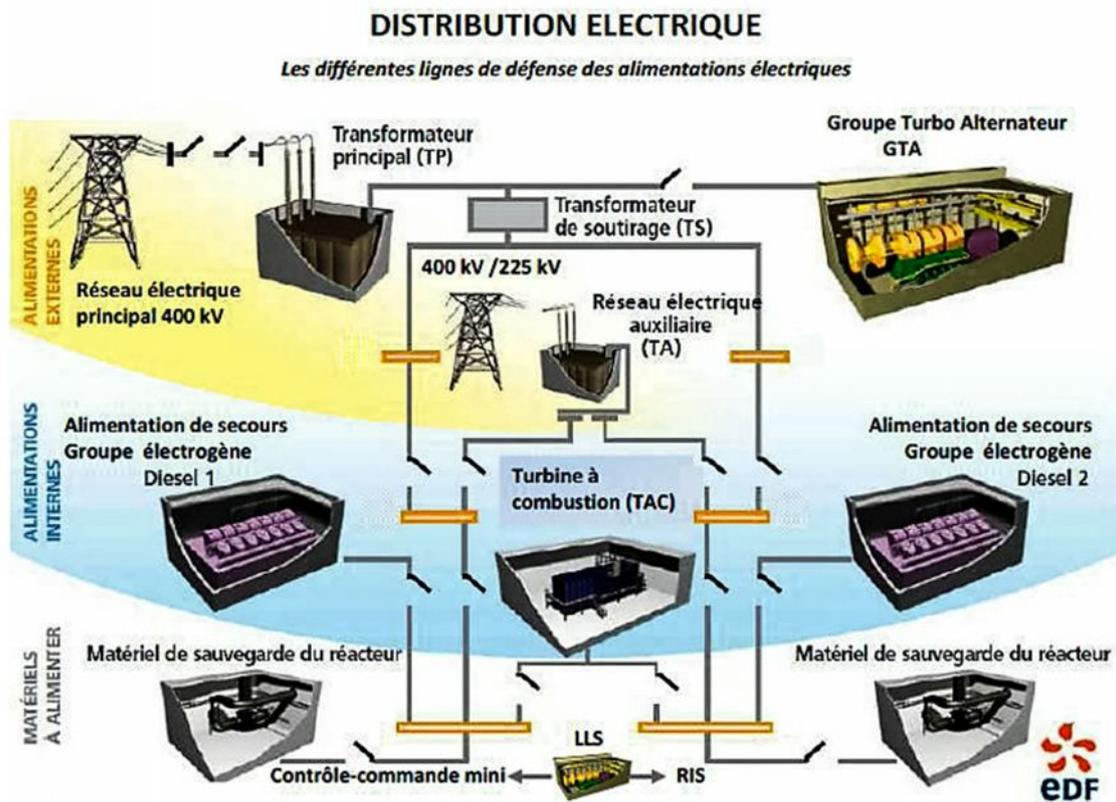


Bild 5: Übersicht zur elektrischen Energieversorgung (Quelle: EdF/8/)

Jeder Block ist über einen Haupttransformator (TP) an das 400kV Netz angeschlossen. Es existieren mehrere 6,6kV Eigenbedarfsschienen. Dabei ist auch eine gegenseitige Stromversorgung der beiden 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 225 kV Netz verbunden. Über diesen Reservenetzanschluss sind eine Versorgung der Eigenbedarfsschienen sowie eine gegenseitige Stützung der beiden Blöcke möglich. Über diese Anschlussmöglichkeit ist auch eine Versorgung des AKW über das in unmittelbarer Nähe befindliche Wasserkraftwerk Fessenheim 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 ausreicht.

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 sind Dieselvorräte für einen Betrieb von 3,5 Tagen vorhanden. 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.

Im AKW Fessenheim ist für beide Blöcke gemeinsam ein zusätzliches Notstromaggregat vorhanden. Dieses Notstromaggregat 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. Dieses Notstromaggregat 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 beide Blöcke gemeinsam ist ein frischdampfangetriebener Turbogenerator (LLS) vorhanden. Dieser Turbogenerator ist in der Lage, ausgewählte elektrische Einrichtungen beider Blöcke über eine Querverbindung zu versorgen. Speziell können zwei der drei Frischdampfableseventile, die Steuerung der Turboeinspeisepumpe sowie die Drucktestpumpe versorgt werden. Das System ist für seismische Einwirkungen qualifiziert.

- Notfallschutz

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, für beide Blöcke gemeinsamer Sandfilter dient für die weitere Filterung /18/. 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.

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 Wiederschaltung des externen Netzes, die Nutzung externer Versorger (Wasserkraftwerk Fessenheim oder Wasserkraftwerk Vogelgrün) oder die Querverbindung zum anderen Block.

Wie weiter oben ausgeführt hat die Fundamentplatte des AKW Fessenheim auslegungsgemäß nur eine Dicke von 1,5m. Bei vergleichbaren Anlagen sind die Fundamentplatten 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 /24, 29/. Es wurde unterhalb des Reaktordruckbehälters eine Auffangeinrichtung für die Schmelze (Bild 6) 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 /17/.

Die Auffangvorrichtung soll sich am Grundprinzip des Core Catchers des EPR orientieren. Im Gegensatz zum Core Catcher des EPR mit einer Ausbreitungsfläche von ca. 170 m² besitzt die Auffangvorrichtung im AKW Fessenheim jedoch nur eine Ausbreitungsfläche von ca. 80 m². Der Core Catcher des EPR besitzt eine passive Kühleinrichtung mit einem großen Wasservorrat, die dafür sorgen soll, dass der geschmolzene Brennstoff im Core Catcher langsam abgekühlt wird /22/. Eine solche Kühleinrichtung ist in den Reaktoren des AKW Fessenheim nach den Angaben in /17/ nicht vorgesehen.

Beim Core Catcher des EPR ist weiterhin eine Einrichtung vorgesehen, die einen Wassereinbruch auf die Auffangfläche unterhalb des Reaktordruckbehälters verhindern soll /22/. Eine gleichartige Einrichtung ist bei der Auffangvorrichtung für die Reaktoren im AKW Fessenheim nach /17/ nicht vorgesehen. Ganz generell besteht somit die Gefahr der Dampfexplosion verbunden mit einer Zerstörung des Containments /23/.

Die beschriebene Nachrüstung des Fundamentes bedeutet bestenfalls nur eine marginale Verbesserung, da die heute übliche Fundamentplattendicke 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 /23/.

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

Auch hat IRSN⁵ Zweifel bezüglich der Wirksamkeit der im AKW installierten Auffangvorrichtung im Falle des Vorhandenseins von Wasser geäußert /29/.

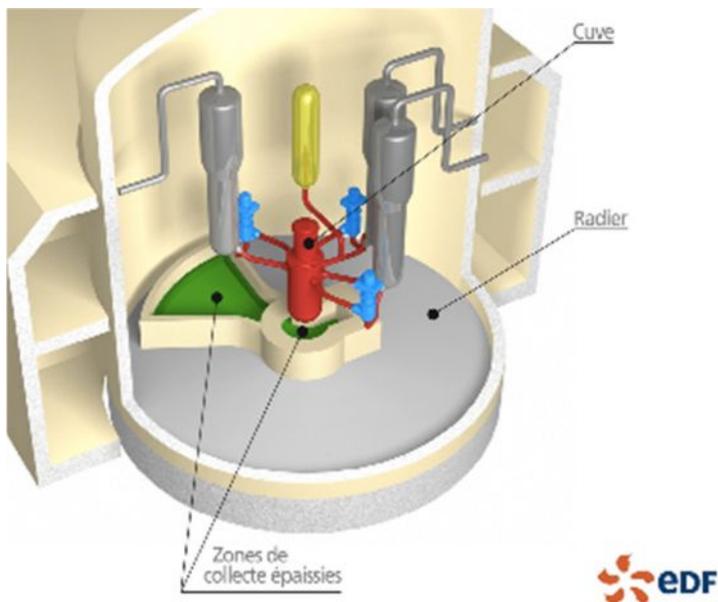


Bild 6: Übersicht über die im AKW Fessenheim vorgesehene Auffangvorrichtung /17/

Im Ergebnis der nach Fukushima durchgeführten Robustheitsanalysen wurde für das AKW Fessenheim sowie die übrigen französischen AKW der Aufbau einer nationalen schnellen Eingreiftruppe (Force d'Action Rapide du Nucléaire, FARN) verfügt /30/. Die FARN soll in der Lage sein, innerhalb von 24 Stunden nach Eintreten eines Ereignisses jeden französischen Anlagenstandort zu erreichen und die dort vorhandenen Anlagen mit mobilen Einrichtungen und speziell ausgebildetem Personal zu versorgen.

Weiterhin ist seitens der französischen Behörde ASN⁶ für die AKW in Frankreich der Aufbau eines „Hardened Safety Core“ gefordert worden /11/. Zum „Hardened Safety Core“ gehören im Wesentlichen

- ein zusätzlicher (mobiler) Dieselgenerator,
- eine autarke Pumpe zur Versorgung des Brennelement-Lagerbeckens und der Vorratsbehälter des Notspeisesystems sowie des Flutbehälters aus einer

⁵ IRSN - Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire

⁶ ASN - Autorité de sûreté nucléaire

ganzjährig verfügbaren Quelle - entweder einem Grundwasserbrunnen oder einem See.

Der zusätzliche Dieselgenerator soll die erforderliche Leistung zum Betrieb einer Notspesewasserpumpe und einer Pumpe zur Einspeisung in den Reaktordruckbehälter bereitstellen. Weiterhin soll die Leistung ausreichend zur Versorgung der Gebäudeabschlussarmaturen sowie der Belüftung der Warte, des Hilfsanlagegebäudes und des BE-Lagebeckengebäudes sein. Die zum „Hardened Safety Core“ zuzuordnenden Einrichtungen sollen gegen höhere anlagenexterne Einwirkungen ausgelegt sein als die, die der Auslegung des AKW zu Grunde lagen /26/. Die konkreten Auslegungsdaten hierzu sind jedoch nicht bekannt.

Mit dem „Hardened Safety Core“ sollen notwendige Funktionen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4 (z.B. Funktionen zur primärseitigen und sekundärseitigen Kühlmittleinspeisung) und mit dem in Anlagen in Deutschland praktizierten Notstandssystem vergleichbaren Vorgehen (z.B. Verbunkerung sicherheitsrelevanter Einrichtungen) in das Sicherheitskonzept der bestehenden Anlagen in Frankreich eingefügt werden /11/. Eine Auflistung der im „Hardened Safety Core“ insgesamt vereinten sicherheitsrelevanten Einrichtungen 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 /16, 28/.

Anlagen in Deutschland verfügen über Maßnahmen und Einrichtungen des präventiven und mitigativen anlageninternen Notfallschutzes auf der Sicherheitsebene 4 sowie über Notstandseinrichtungen zur Gewährleistung erforderlicher Sicherheitsfunktionen z.B. auch für den Fall eines Flugzeugabsturzes. Anforderungen an die Auslegung, Zuverlässigkeit und Wirksamkeit von Maßnahmen und Einrichtungen der 4. Sicherheitsebenen sowie von Notstandseinrichtungen sind für Anlagen in Deutschland in /15/ im Einzelnen angegeben.

2.2 Wesentliche Abweichungen des AKW Fessenheim im Vergleich mit aktuell geltenden Sicherheitsanforderungen

2.2.1 Für die Anlagenbewertung nach Stand von Wissenschaft und Technik heranzuziehende Sicherheitsanforderungen

Der Bewertung des Sicherheitsstandes des AKW Fessenheim sind die Sicherheitsanforderungen zu Grunde zu legen, die dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Dieser Zielsetzung werden nach dem gegenwärtigen Stand die WENRA „Safety Reference Levels for Existing Reactors“ /1/ (WENRA Ref.-Level) aus dem Jahre 2014 gerecht. Die WENRA Ref.-Level basieren inhaltlich auf den Sicherheitsstandards der IAEA. Sie sind als im Konsens zwischen den Mitgliedern in WENRA getroffene Empfehlung für einen einheitlichen Sicherheitsstandard für in Betrieb befindliche AKW in Europa zu verstehen. In die Fassung der WENRA Ref.-Level aus 2014 sind Erkenntnisse aus dem Unfall im japanischen AKW Fukushima eingeflossen. In Deutschland wird der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik durch die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /15/ repräsentiert:

- Internationaler Standard
Sicherheitsstandards der IAEA, z.B.: Specific Safety Requirements No. SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA, Vienna 2012 /9/
- Europäischer Standard
Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT, WENRA, 24th September 2014 /1/
- Deutscher Standard
Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2) einschließlich Interpretationen /15/

Auf der Grundlage höchstrichterlicher Entscheidungen verlangt die Rechtsprechung in Deutschland, dass sich die Vorsorge gegen Schäden nach dem neuesten Stand von Wissenschaft und Technik richten muss: „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 Ge-

nehmung nicht erteilt werden; die erforderliche Vorsorge wird mithin nicht durch das technisch gegenwärtig Machbare begrenzt.“⁷

In den Anfängen der Kernenergieentwicklung vor mehr als 40 Jahren, dem Zeitpunkt der Auslegung und dem Bau des AKW Fessenheim, wurde der Auslegung von AKW ein Sicherheitskonzept mit zunächst drei Sicherheitsebenen zugrunde gelegt, das letztlich auf die Beherrschung eines abdeckenden „größten anzunehmenden Unfalls (GAU)“ ausgerichtet war:

- 1. Sicherheitsebene: Basissicherheit und Qualitätssicherung
- 2. Sicherheitsebene: Störfallverhinderung
- 3. Sicherheitsebene: Folgenbegrenzung von Störfällen

In diesem Sicherheitskonzept sollte gewährleistet sein, dass die für die Nachwärmeabfuhr erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen auch bei Einwirkungen aus sehr seltenen übergreifenden Einwirkungen (z.B. Flugzeugabsturz) funktionsfähig bleiben /4/. Ohne sie jedoch einer spezifischen Sicherheitsebene zuzuordnen wurde bereits damals die Notwendigkeit weiterer über die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle hinausgehender erforderlicher Funktionen zur Wärmeabfuhr und Rückhaltung radioaktiver Stoffe diskutiert. Diese Maßnahmen wurden dann später einer 4. Sicherheitsebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept („defence-in-depth“) zugeordnet, die den sog. anlageninternen Notfallschutz zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände umfasst.

Als Konsequenzen aus Unfällen in AKW, insbesondere aus den Unfällen in TMI 1979, Tschernobyl 1986 und in Fukushima 2011 wurden wichtige sicherheitstechnische Anforderungen zur Verbesserung der bisherigen Sicherheitskonzepte von AKW entwickelt und veranlasst. Diese Anforderungen betreffen eine deutliche Verstärkung von Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Einrichtungen und Maßnahmen auf allen Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts. Im Fokus stehen hier

⁷ BVerfG 49, 89; sh. auch Roller in /13/, dort Teil 2: „Rechtswissenschaftliche Begutachtung der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden“.

- die Verbesserung der Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung von Störfällen z.B. durch Sicherstellung der erforderlichen Redundanz auch für den Fall von Instandhaltungen sowie durch Maßnahmen zum Schutz redundanter Sicherheitseinrichtungen gegen den Ausfall aus gemeinsamer Ursache (z.B. anlageninterne Brände oder Überflutungen).
- die Gewährleistung der Wirksamkeit aller Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts für den Fall anlagenexterner übergreifender Einwirkungen wie Erdbeben, Überflutungen, Flugzeugabsturz. Nicht beherrschbare Anlagenzustände sowie daraus resultierende unzulässige radiologische Auswirkungen sollen praktisch ausgeschlossen⁸ sein. In den diesbezüglichen Sicherheitsnachweisen sollen auch auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen einbezogen werden.
- die Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene mit dem Ziel des praktischen Ausschlusses unzulässiger radiologischer Auswirkungen auch im Falle von Kernschmelzunfällen durch Maßnahmen und Einrichtungen des präventiven und mitigativen anlageninternen Notfallschutzes u.a. zum Ausschluss des Hochdruckversagens des Reaktordruckbehälters unter Bedingungen des Kernschmelzens.

Unter Beachtung der aktuellen Erkenntnisse lassen sich die Sicherheitsanforderungen den folgenden Sicherheitsebenen im Defence-in-Depth Konzept zuordnen (Bild 7):

⁸ 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 /9/. Wörtlich in /9/: „The possibility of certain conditions occurring is considered to have been practically eliminated if it is physically impossible for the conditions to occur or if the conditions can be considered with a high level of confidence to be extremely unlikely to arise.”

	Ebenen im Konzept	Ziele der Ebenen	Maßgebliche Mittel	Anlagenzustände
Anlagenauslegung	Ebene 1	Vermeidung anomaler Betriebszustände	Konservative Auslegung, hohe Qualität	Normalbetrieb
	Ebene 2	Beherrschung des anomalen Betriebs	Betriebsüberwachung und Begrenzung	Betriebsstörungen
	Ebene 3	Beherrschung von Auslegungsstörfällen	Sicherheitssysteme, Störfallprozeduren	Auslegungsstörfälle
Auslegungsüberschreitende Zustände	Ebene 4	Beherrschung von Anlagenzuständen, die nicht in der Auslegung berücksichtigt wurden	Maßnahmen und Einrichtungen anlageninterner Notfallschutz	Ereignisse infolge Mehrfachversagen Unfälle
Katastrophenschutz	Ebene 5	Minderung der Auswirkungen bei Freisetzung radioaktiver Stoffe	Katastrophen- und Umgebungsschutz	

Bild 7: Sicherheitsebenen im Defence-in Depth Konzept

In diesem Sicherheitskonzept sollen durch die Maßnahmen und Einrichtungen zur Qualitätsgewährleistung, Vermeidung von Ereignissen und Beherrschung von Ereignissen der ersten drei Sicherheitsebenen sowie die Auslegung gegen Einwirkungen von innen und außen ein umfassender und zuverlässiger Schutz vor den im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffen erreicht werden.

In /2/ wird hierzu in Bezug auf die deutsche Sicherheitspraxis hinsichtlich der Aufsicht über die in Betrieb befindlichen AKW dargelegt: Die „Sicherheitsebene 3 dient der unabhängigen Beherrschung der nach § 49 der Strahlenschutzverordnung zugrunde zu legenden Störfälle und bildet nach dem deutschen Sicherheitskonzept die wesentliche Grundlage des „praktischen Ausschlusses“ von nuklearen Schäden. Der praktische Ausschluss muss insbesondere durch diversitäre, redundante, qualitativ hochwertige und wiederkehrend geprüfte Sicherheitsvorkehrungen so unzweifelhaft gewährleistet sein, dass qualifizierte Erkenntnisse zu möglichen „nicht unerheblichen“ (!) Sicherheitsverbesserungen bereits die behördliche Prüfung eines Zustands, aus dem sich Gefahren ergeben können (§ 19 Abs. 3 AtG), nahelegen dürfte.“

Die Auslegung der französischen CP0 Serie, zu der das AKW Fessenheim zu zählen ist, geht zurück auf die 1970-er Jahre. Parallel mit der Auslegung wurde ein kerntechnisches Regelwerk geschaffen, das in der Folgezeit auf Grundlage der vorn beschriebenen Erkenntnisse eine umfassende Weiterentwicklung erfuhr. So gelten für die Aus-

legung des European Pressurized Reactor (EPR) /22/ in Frankreich aktuell u.a. die Sicherheitsanforderungen der "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear pressurized water plant units" /6/. In diese Regel sind in weiten Teilen die neueren sicherheitstechnischen Erkenntnisse eingeflossen.

In Bezug auf die Anwendbarkeit dieser Sicherheitsanforderungen auf die bestehenden AKW in Frankreich gibt es z.B. auch eine Verlautbarung der französischen Sachverständigenorganisation IRSN, in der dargelegt ist, dass Anlagen der 900-er AKW-Generation bei einem längerfristigen Betrieb an das Sicherheitsniveau des EPR anzupassen wären⁹ /25/. Inwiefern hierfür die anlagenspezifischen Voraussetzungen gegeben sind wird allerdings nicht dargelegt.

In Bezug auf das AKW Fessenheim äußert sich die französische Behörde dahingehend, dass nach Realisierung neuer Sicherheitsanforderungen einem weiteren Betrieb nichts entgegenstehen würde /20/.

2.2.2 Übersicht über Abweichungen des AKW Fessenheim von Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik

- Abweichungen des AKW Fessenheim bei Maßnahmen zur Stärkung des Defence-in-Depth
 - der Redundanzgrad einer Reihe sicherheitsrelevanter Einrichtungen im AKW Fessenheim ist zwar einzelfehlerfest (n+1) ausgeführt, lässt jedoch in der Regel keine gleichzeitige Instandhaltung zu, wie dies aber nach dem geltenden Stand von Wissenschaft und Technik, manifestiert durch WENRA Ref.-Level E10.7 und /6/, empfohlen bzw. gefordert wird.
 - sicherheitsrelevante Einrichtungen sind häufig vermascht. Sowohl für die DE-Notbespeisung als auch für die primärseitige Hochdruckeinspeisung steht nur jeweils ein Vorratsbehälter bzw. ein Flutbehälter pro Block zur Verfügung. Nach WENRA Ref.-Level E10.7 und /6/ ist jedoch eine vollständige Unabhängigkeit einzelner Stränge sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen nötig.

⁹ "In addition to this regulatory framework (PSR), IRSN opinion is that two topics deserve a special attention:

- the ageing management programme
- 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."

- Wichtige sicherheitsrelevante Einrichtungen sind nicht für seismische Einwirkungen qualifiziert. Im Lastfall Erdbeben muß ein Ausfall dieser Einrichtungen unterstellt werden. Es wird Kredit von Kühlwasserreserven genommen, die nicht seismisch qualifiziert sind.
Bei Einhaltung der Anforderungen der WENRA Ref.-Level E8.3 und T5.4 an sicherheitsrelevante Einrichtungen wäre dagegen ein Ausfall, wie oben beschrieben, nicht zu unterstellen.
- Die elektrische Energieversorgung notwendiger Funktionen erfolgt bei bestimmten Ereignisabläufen kurzzeitig durch Batterien mit einer Zeitdauer von ca. 1 Stunde. Nach /15/ werden längere Entladezeiten der Batterien gefordert, auch nach WENRA Ref.-Level F4.18 ergeben sich deutlich längere Entladezeiten. Nachrüstungen sind vorgesehen, die die Entladezeit auf ca. zwei Stunden erhöhen soll /18/. In /15/ sind hierfür jedoch mindestens 2 Stunden gefordert.
- Für die Nachkühlkette (Zwischenkühlwassersystem und Nebenkühlwassersystem) steht bisher keine diversitäre Wärmesenke zur Verfügung /28/. Nach den Anforderungen in WENRA Ref.-Level F4.7 sollen in einem angemessenen Umfang diversitäre Einrichtungen zur Nachwärmabfuhr zur Verfügung stehen. In /15/ ist eine diversitäre Wärmesenke explizit gefordert. Nach /28/ sind entsprechende Nachrüstungen im Zusammenhang mit dem „Hardened Safety Core“ vorgesehen (Anmerkungen zum „Hardened Safety Core“ siehe weiter unten)..
- Das AKW Fessenheim verfügt über einen bedingten Grundschutz gemäß WENRA Ref.-Level E5.2 gegen anlagenexterne übergreifende Einwirkungen. Die heute nach Stand von Wissenschaft und Technik geforderten Anforderungen an den Schutz gegen anlagenexterne übergreifende Einwirkungen werden jedoch nicht durchgängig durch die Anlagenauslegung abgedeckt:
 - Auf der Grundlage vorliegender Informationen ist davon auszugehen, dass mit den Auslegungsannahmen bezüglich Schutzes des AKW Fessenheim gegen Überflutung die Anforderungen aus dem WENRA Ref.-Level T4.2 in Bezug auf Hochwasser nicht erfüllt werden.
 - Durch die Anordnung der sicherheitsrelevanten Einrichtungen am Standort Fessenheim auf einem Niveau weit unterhalb des Rheinseitenkanals besteht eine potenzielle Überflutungsgefahr für das gesamte Anlagengelände. Aussagen zur Widerstandsfähigkeit der Deichanlagen gegen seismische Einwirkungen

sollten noch in 2015 vorgelegt werden. Die von IRSN hierzu durchgeführten Untersuchungen kommen zu der Einschätzung, dass ein Versagen der Deichanlagen durch erdbebenbedingte Einwirkungen nicht zu unterstellen sei /33/. Wegen der hohen sicherheitstechnischen Bedeutung dieses Sachverhaltes wäre eine ergänzende Bewertung der Widerstandsfähigkeit der Deichanlagen durch eine für seismische Analysen ausgewiesene Institution angeraten.

- Es fehlen Aussagen zu Ereignissen, resultierend aus auslegungsüberschreitenden anlagenexternen Einwirkungen, wie z.B. durch WENRA Ref.-Level T6.1 gefordert.
- Im Vergleich zu Anlagen in Deutschland beruhen die Anforderungen an den Schutz der bestehenden AKW in Frankreich gegen Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz auf probabilistischen Grundlagen. Inwieweit diese Annahmen hinsichtlich des Risikos eines Flugzeugabsturzes für den Standort Fessenheim heute noch gültig sind bleibt offen. Die heute geltenden, deterministisch ausgerichteten Anforderungen nach /6/ werden nicht erfüllt.
- Mit dem „Hardened Safety Core“ sollen erforderliche Funktionen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4 (z.B. Funktionen zur primärseitigen und sekundärseitigen Kühlmittleinspeisung) und eines Notstandssystems (z.B. Verbunkerung sicherheitsrelevanter Einrichtungen) in das Sicherheitskonzept der bestehenden Anlagen in Frankreich eingefügt werden:
 - Inwiefern das vorgesehene „Hardened Safety Core“ aktuellen Anforderungen bezüglich Flugzeugabsturzes entspricht ist nicht belegt.
 - Aussagen zur Kompatibilität des „Hardened Safety Core“ mit der bestehenden Anlagenauslegung sind nicht verfügbar.
 - Für die Realisierung des „Hardened Safety Core“ in den französischen AKW ist ein längerer Zeitraum bis 2020 und darüber hinaus vorgesehen. Die Funktionen des „Hardened Safety Core“ stehen vollständig erst nach diesem Zeitraum zur Verfügung.

2.2.3 **Schlußfolgerungen aus den Abweichungen zum Stand von Wissenschaft und Technik**

- Sicherheitsrelevante Einrichtungen, die zur Beherrschung von Auslegungstörfällen des AKW einschließlich des Brennelement-Lagerbeckens erforderlich sind, sollen nach Stand von Wissenschaft und Technik, beschrieben in /1/ und /6/, einzelfehlerfest, unvermascht und soweit möglich unter Gesichtspunkten von Instandhaltung während des Betriebes und der Diversität ausgeführt sein. In der Anlage Fessenheim bestehen u.a. bei den sicherheitstechnischen Einrichtungen zur Wärmeabfuhr primär- und sekundärseitig sowie der Notstromversorgung diesbezüglich Defizite in unterschiedlichen Grade. Diese Defizite sind größtenteils der Sicherheitsebene 3 zuzuordnen. Eine ausreichend zuverlässige Störfallsicherheit ist somit – nach deutscher Rechtsauffassung - nicht gegeben.
- Einer erforderlichen Nachrüstung zur Beseitigung der angesprochenen Defizite sind die am Standort maßgeblichen anlagenexternen Einwirkungen, einschließlich Flugzeugabsturz, zu Grunde zu legen. Nach Stand von Wissenschaft und Technik gelten hinsichtlich des Flugzeugabsturzes die Anforderungen in /6/, die höher sind als bisher der Auslegung zu Grunde gelegt.
- Das sich in Vorbereitung befindliche „Hardened Safety Core“ soll erforderliche Funktionen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4 und die Funktionen vergleichbar mit denen, die in deutschen AKW durch Notstandssysteme¹⁰ erfüllt werden, wahrnehmen. Dabei ist sicherzustellen, dass die Funktionen des „Hardened Safety Core“ im Sinne der geforderten Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen nicht zur Kompensation bei Defiziten im Bereich der Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.
- Für den Fall, dass durch das „Hardened Safety Core“ Defizite im Bereich der Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 kompensiert werden sollten, gelten hierfür die Anforderungen an die entsprechenden Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3, wie z.B. in /6/ beschrieben. Anzumerken ist, dass die Funktionen des „Hardened Safety Core“ in Gänze erst im Zeitraum bis 2020 und darüber hinaus zur Verfügung stehen sollen.

¹⁰ Das Notstandssystem dient der Beherrschung von Ereignisabläufen infolge sehr seltener zivilisatorisch bedingter äußerer Einwirkungen (z.B. Flugzeugabsturz) oder infolge der postulierten vollständigen Unverfügbarkeit der Warte./15/

- Ganz generell gilt aber auch, dass konzeptionelle Sicherheitsnachteile eines veralteten Sicherheitsdesigns, wozu das AKW Fessenheim gehört, nur begrenzt durch Nachrüstungen ausgeglichen werden können /27/.

3 Informationen zum Betrieb des AKW Fessenheim unter Berücksichtigung des Vorkommnisses vom 09.04.2014

Wie bereits oben ausgeführt wurden als Konsequenzen aus Unfällen in AKW, insbesondere aus den Unfällen in TMI 1979, Tschernobyl 1986 und in Fukushima 2011 wichtige sicherheitstechnische Anforderungen zur Verbesserung der bisherigen Sicherheitskonzepte von AKW entwickelt und behördlicherseits veranlasst. Als wichtige Einflussfaktoren auf die Anlagensicherheit gelten aber auch die Qualität und zuverlässige Durchführung des Anlagenbetriebes. Konsequenterweise wurden deshalb Anforderungen an das sicherheitsgerichtete Zusammenwirken personeller, technischer und organisatorischer Faktoren, auch bekannt als Mensch-Technik-Organisation Konzept (MTO), als Grundlage für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken weiterentwickelt und haben Eingang in kerntechnische Regelwerke gefunden /1, 15, 34/. Die für die Sicherheit von AKW zutreffenden menschlichen Verhaltensweisen sowie die relevanten Aspekte der Organisation sind unter dem Begriff des Sichermanagements zusammengefasst.

Zwecks Überprüfung der Einhaltung internationaler empfohlener Anforderungen an das MTO-Konzept hat die IAEA sogenannte OSART-Missions /35/ eingerichtet.

3.1 Feststellungen durchgeführter OSART¹¹-Missions

Zur Bewertung des Standes des sicherheitsorientierten Zusammenwirkens personeller, technischer und organisatorischer Faktoren in AKW bietet die IAEA seit 1982 international besetzte Review Teams (OSART-Missions) an. Dieser Service wurde mit dem Stand von April 2012 weltweit 167-mal in Anspruch genommen /35/. In französischen

¹¹ OSART - Operational Safety Review Teams

AKW fanden bis zu diesem Zeitpunkt 23 OSART-Mission /35/ statt, eine Mission erfolgte in 2009 im AKW Fessenheim sowie eine weitere Mission in 2011 im AKW Cattenom.

In den jeweiligen Ergebnisberichten über die OSART-Missions wurden u.a. auch auf festgestellte Mängel im Bereich der Betriebsführung hingewiesen:

- Beispiele für Fessenheim:
 - “Corrective actions for safety-significant events are not prioritized and some of these actions are rescheduled;
 - Not all opportunities have been taken to eliminate industrial safety risks in the plant related to unprotected hot pipes and equipment, inadequate installed guards on rotating equipment and tripping hazards particularly due to uncontrolled extension cords;
 - Leaks of water and oil on the equipment within the industrial buildings are not systematically identified and corrective actions are not always initiated.”¹²
- Beispiele für Cattenom
 - “Ensuring that all management information, directives and expectations are clearly communicated to all staff and fully implemented;
 - Enhancing the organization of the training programme in the areas of assessment, objectives and competencies;
 - Improving the control of the plant surveillance test programme regarding scheduling and acceptance criteria; and
 - Improving the effectiveness of the plant’s Root Cause Analysis process.”¹³

Festzustellen ist, dass die von der OSART Mission im AKW Fessenheim aufgeführten Mängel offensichtlich teilweise weiter fortbestehen und auch ursächlich für das Vorkommnis am 09.04.2014 waren (sh. hierzu Ausführungen in Kapitel 3.2). Dieser Sach-

¹²http://www-ns.iaea.org/downloads/actionplan/OSART%20Mission%20to%20Fessenheim_March_2009_152.pdf

¹³ IAEA Operational Safety Team Reviews Cattenom Nuclear Power Plant, Cattenom, France, 2011/29

verhalt ist insofern bemerkenswert, da seitens der IAEA in einer follow-up Mission die Beseitigung der festgestellten Mängel im Wesentlichen bestätigt wurde.¹⁴

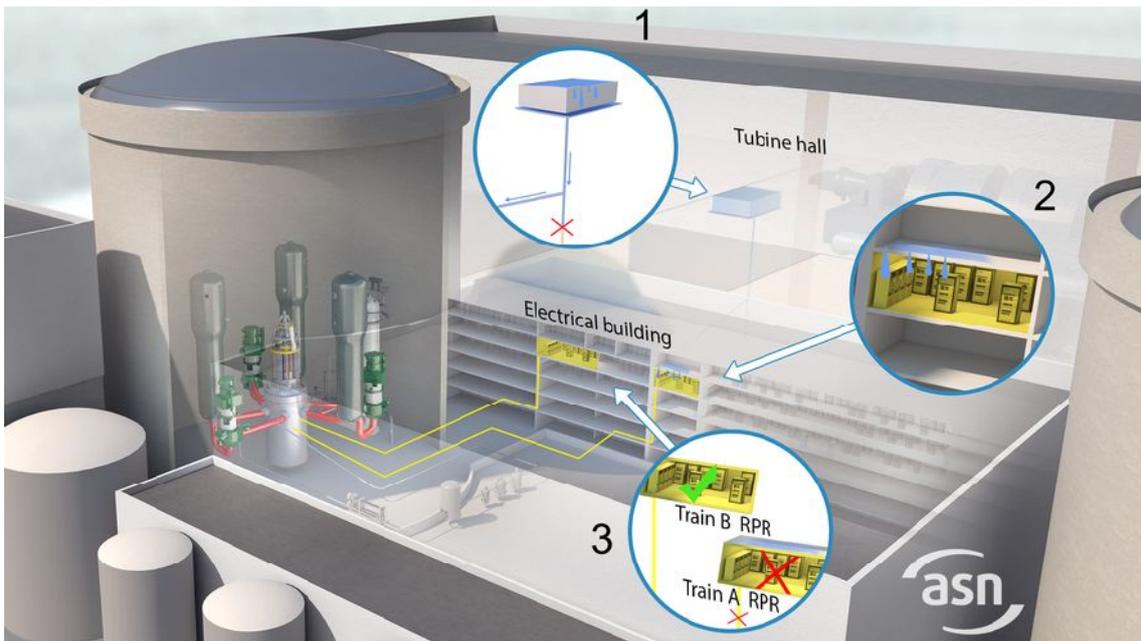
3.2 Vorkommnis vom 09.04.2014

- **Sachverhalt zum Ereignis am 9. April 2014 im AKW Fessenheim „anlageninterne Überflutung“/ Stellungnahme durch ASN**

Nach den Darlegungen in /3/, /7/, /12/ und /14/ kam es beim routinemäßigen Befüllen eines Behälters (SNO Tank) im Maschinenhaus (nicht-nuklearer Teil) zum Überlaufen des Behälters. Da eine Rohrleitung, über die das überlaufende Wasser hätte abgeleitet werden sollen, durch Rost und Schmutz verstopft gewesen sei, hätten sich ca. drei Kubikmeter Wasser über Räume und Flure ausgebreitet (Bild 8). Das Wasser sei infolge nicht sachgerecht ausgeführter bzw. gewarteter Durchführungen (sh. Bild 9¹⁵) auch in darunter liegende Stockwerke gelangt, wo durch Wassereintrag in Schaltschränke des Reaktorschutzsystems (RPR) Fehlsignale ausgelöst wurden (sh. Bild 8). Durch den Wassereintrag seien einzelne Signale eines Strangs des zweisträngigen Reaktorschutzsystems (RPR) beeinträchtigt gewesen. Die Fehlsignale hätten die Signalisierung der Steuerstabstellung betroffen („In particular, train A of the RPR1 system and the control rods visual position indicator were no longer available.“ /12/).

¹⁴ IAEA Operational Safety Team (OSART) Reviews Progress at Fessenheim Nuclear Power Plant, Fessenheim, France 2011/03

¹⁵ In Bild 10 ist eine Kabeldurchführung nach /7/ schematisch – einschließlich der zu erfüllenden Anforderungen – dargestellt.



1-Overflow of SNO Tank, 2-Splashing of electrical cubicles, 3-Redundant RPR system: Channel A unavailable, Channel B available

Bild 8: Erläuterungen zum Vorkommnis am 09.04.2014 im AKW Fessenheim /12/

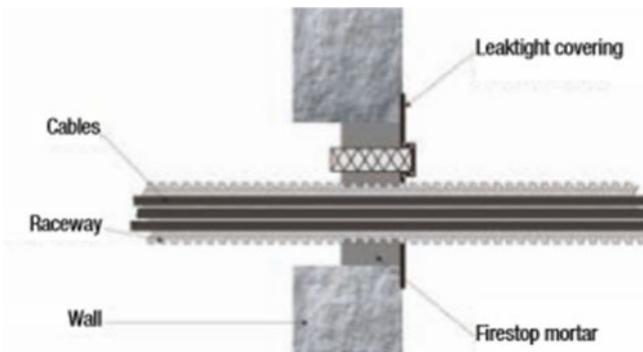


Bild 9: Schematische Darstellung einer Durchführung /7/

Nach Aussage der ASN sehen die Betriebsvorschriften für diesen Fall das Abfahren der Anlage mittels Aufborieren innerhalb von acht Stunden vor, was durch die Schichtmannschaft auch durchgeführt wurde („As the control rods position indicator was not available, it was impossible to control reactor power by varying the insertion of the control rods in the core. The EDF staff thus used the addition of boron to the reactor coolant system to gradually bring down the reactor power.” /12/).

Als beim Abfahren die Turbine vom Netz genommen wurde, kam es zu einer kurzzeitigen Abweichung von dem für das Abfahren vorgesehenen Toleranzband für den Temperaturverlauf ("When the reactor was shut down, the temperature of the reactor coolant system fell below the specified limit for 14 minutes (temperature fell to 282°C with a limit set at 286°C). An increase in power demand from the grid during reactor shutdown caused this temperature drop." /12/).

Das Ereignis wurde in die Stufe 1 der internationalen Bewertungsskala (INES) eingestuft. Nach Bewertung der ASN ist der Betreiber angemessen mit dem aufgetretenen Ereignis umgegangen. Besondere personell-organisatorische Schwächen, die eine Höherstufung in INES 2 zur Folge hätten, habe ASN nicht identifiziert.

Die fehlerhaften Signale betrafen nach Aussage der ASN ausschließlich die Stellungsanzeige der Steuerstäbe. Insbesondere die Schnellabschaltung durch das Wartepersonal wie auch die automatische Schnellabschaltung des Reaktors seien durch das Ereignis nicht beeinträchtigt gewesen. Der Betreiber habe die betroffenen Schaltschränke identifiziert und ersetzt.

Die ASN sieht das Vorgehen der Befüllung des Behälters SNO als verbesserungsbedürftig an und hat vom Betreiber entsprechende Maßnahmen verlangt. Der Betreiber sei zudem aufgefordert worden, Untersuchungen durchzuführen und Vorkehrungen zu treffen, damit derartige Auswirkungen, wie Wassereintrag in Schaltanlagen, bei „internen Überflutungen“ verhindert werden können.

- **Zur Bewertung des Vorkommnisses vom 09.04.2014**

Das Vorkommnis vom 09.04.2014 hat sicherheitstechnische Bedeutung in Hinsicht auf

- den Schutz sicherheitsrelevanter Einrichtungen gegen einen gleichzeitigen Ausfall aus einer gemeinsamen Ursache:
hier „interne Überflutung“.

- die Auslegung sicherheitsrelevanter Einrichtungen:
hier: anstelle heute geforderter n+2 Auslegung verfügt die Anlage nur über eine n+1 Auslegung der sicherheitsrelevanten Einrichtungen¹⁶.
- das Zusammenwirken von Mensch-Technik-Organisation in einem ganzheitlichen Sicherheitskonzept:
hier insbesondere
 - die Notwendigkeit einer systematischen Auswertung von Vorkommnissen und Übertragung generischer Erkenntnisse auf andere Anlagen:
hier: ein ähnlich gelagertes Vorkommnis ereignete sich im AKW Le Blayais bereits im September 2012 /7/.
 - die Notwendigkeit einer durchgängigen Instandhaltungsstrategie:
hier: die teilweise nicht vorhandene bzw. nicht qualitätsgerecht geprüfte Wasserdichtheit von Durchführungen führte zu Ausfällen in elektrischen Einrichtungen redundant aufgebauter Sicherheitseinrichtungen infolge „interner Überflutung“ /7/

Nach Stand von Wissenschaft und Technik sind sicherheitstechnische Einrichtungen so auszulegen, dass sie bei Einwirkungen von innen und von außen, die das Potential für redundanzübergreifende Ausfälle besitzen, wirksam bleiben. Dabei ist sicherzustellen, dass Ereignisse aus Einwirkungen von innen und außen, die die bestimmungsgemäße Funktion von Sicherheitseinrichtungen unzulässig beeinträchtigen könnten, entweder verhindert oder in ihren Auswirkungen ausreichend begrenzt werden. Die zueinander redundanten Teilsysteme von Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt aufzustellen und so zu schützen, dass bei Einwirkungen von innen, wie z.B. „interne Überflutung“, ein redundanzübergreifender Ausfall verhindert wird.

Aus der Beschreibung des Vorkommnisses vom 09.04.2014 muss geschlussfolgert werden, dass das AKW Fessenheim zum Zeitpunkt des Vorkommnisses ein erhöhtes

¹⁶ Der heute n+2 (3x100%) geforderten Auslegung von Sicherheitseinrichtungen liegt die Annahme zu Grunde, dass eine Redundanz im Anforderungsfall infolge eines angenommenen zufälligen Fehlers ausfällt sowie eine weitere Redundanz infolge Instandhaltungsmaßnahmen nicht zur Verfügung steht. Die dritte Redundanz steht somit im Anforderungsfall zur Ereignisbeherrschung bereit. Bei einer n+1 (2x100%) Auslegung hingegen sind zur Gewährleistung sicherheitstechnischer Randbedingungen technische und administrative Maßnahmen in unterschiedlicher Hinsicht erforderlich.

Potential für einen redundanzübergreifenden Ausfall sicherheitsrelevanter Einrichtungen aufwies. Infolge von Mängeln

- beim Befüllvorgang des Behälters SNO,
- im Wasserabflußsystem (Verstopfungen von Rohrleitungen) und
- bei der Wasserdichtheit von Durchführungen

war ein redundanzübergreifender Ausfall von Sicherheitseinrichtungen für den Fall einer „internen Überflutungen“ nicht ausschließbar. Insofern wurde damit der o.g. Auslegungsgrundsatz verletzt der besagt, dass sicherheitsrelevante Einrichtungen gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache zu schützen sind. Dies ist insbesondere von Bedeutung bei Anlagen, die nur eine n+1 Auslegung bei sicherheitsrelevanten Einrichtungen aufweisen.

Es bleibt aber in diesem Zusammenhang die Frage, warum der Stresstest, der infolge des Unfalls im AKW Fukushima auch für das AKW Fessenheim /8/ durchgeführt wurde, diese gravierenden Mängel an den Durchführungen mit einem Potential für redundanzübergreifende Ausfälle von Sicherheitseinrichtungen infolge „interner Überflutungen“ nicht aufgedeckt hat. Die durchgeführten Stresstests sollten ja gerade die Frage der Widerstandsfähigkeit der AKW gegen übergreifende Einwirkungen klären.

Durch den Wassereintrag war ein Strang des zweisträngigen Reaktorschutzsystems beeinträchtigt (sh. Bild 8). D.h. im Anforderungsfall wäre nur ein Strang verfügbar gewesen, damit stellt sich hier auch die Frage nach Einhaltung des Einzelfehlerkriteriums, das offensichtlich nicht mehr gewährleistet werden konnte. Insofern war das sofortige Abfahren der Anlage in einem von der Betriebsvorschrift vorgegebenen Zeitraum von 8 Stunden folgerichtig und aus sicherheitstechnischer Sicht notwendig /3/. Dabei wird angenommen, dass sich während des Abfahrvorganges kein weiteres Vorkommnis mit Anforderung des Reaktorschutzes ereignet.

EdF veranlasste in Auswertung der Vorkommnisse in den AKW Fessenheim und Le Blayais „internal flooding reviews“ in allen AKW in Frankreich, um potentielle Quellen für „interne Überflutungen“ zu identifizieren /3/. In die Reviews wurden auch Prüfungen der Wasserableitungssysteme („water drainage systems“) einbezogen. Diese Reviews führten in einer Reihe von Anlagen zu Nachrüstungen, insbesondere zur Wiederherstellung der geforderten Wasserdichtheit von Durchführungen. Konkrete Ergebnisse

über die durchgeführten Reviews liegen jedoch nicht vor. Es gibt aber nach /7/ einen Aktionsplan zur Beseitigung der potentiellen Schwachstellen in Bezug auf „interne Überflutung“ in allen französischen Anlagen: „All compliance gaps concerning the electrical buildings of 900 MW reactors should be eliminated by 2016. This work is scheduled to continue until 2018 for the other buildings of 900 MW reactors and for 1300 and 1450 MW reactor buildings.“ Demnach soll die Gefährdung der Anlagensicherheit durch „interne Überflutung“ in den französischen AKW erst in 2018 und danach beseitigt sein.

4 Sicherheitstechnische Einordnung der Informationen zum Betrieb des AKW Fessenheim

Die im AKW Fessenheim bestehenden Defizite im Abgleich mit heute geltenden Anforderungen an die technische Gestaltung von sicherheitstechnischen Einrichtungen sowie den Lasten aus übergreifenden Einwirkungen (z.B. Erdbeben, Flugzeugabsturz) werden durch Mängel im Sicherheitsmanagement (Defizite in der Instandhaltung z.B. bei der Gewährleistung der Wasserdichtheit von Durchführungen, Verstopfung von Rohrleitungen), wie bereits auch bei der OSART Mission festgestellt (sh. Kapitel 3.1) und im Vorkommnis am 09.04.2014 wiederum zu Tage getreten (sh. Kapitel 3.2), verstärkt.

Nach Stand von Wissenschaft und Technik sind bei der Bewertung des Sicherheitszustandes die jeweils folgenschwersten Einwirkungen von innen oder am Standort zu unterstellender Einwirkungen von außen zu Grunde zu legen.

Als folgenschwerste Einwirkung von innen wäre unter Bezugnahme der zum Zeitpunkt des Vorkommnisses „interne Überflutung“ am 09.04.2014 vorhandenen Mängel an den nicht wasserdichten Durchführungen und der gleichzeitigen Funktionsuntüchtigkeit des Wasserabflusssystemes ein redundanzübergreifender Ausfall der beiden Stränge des Reaktorschutzes zu unterstellen.

In Bezug auf das Ereignis vom 09.04.2014 bleibt demnach festzuhalten, dass durch „interne Überflutung“ sich infolge nicht sachgerechter Ausführung bzw. Instandhaltung von Durchführungen sowie im Bereich der Wasserabführung ein erhöhtes Potential für einen redundanzübergreifenden Ausfall von Sicherheitseinrichtungen darstellt.

Mängel im Sichermanagement sind auch im Zusammenhang mit den kürzlich veröffentlichten Ergebnissen aus Funktionsprüfungen von Notstromaggregaten in französischen AKW /31/ von Bedeutung. Danach weisen die Funktionsprüfungen auf eine hohe Fehlerrate bei den Notstromaggregaten hin (nähere Erläuterungen sh. Anhang 1).

Die hohen Fehlerraten, die bei Funktionsprüfungen an Notstromaggregaten in französischen AKW festgestellt wurden, sind Indikatoren für mögliche Probleme beim Startverhalten sowie beim Dauerbetrieb der Notstromaggregate im Anforderungsfall der Störfallbeherrschung. Bei dem im AKW Fessenheim realisierten Sicherheitskonzept dürfen jedoch keine Zweifel an einem sicheren Start und Betrieb der pro Reaktor doppelt vorhandenen Notstromaggregate zur Versorgung der sicherheitstechnischen Einrichtungen mit elektrischer Energie im Anforderungsfall bestehen.

Sowohl die Erkenntnisse aus dem Ereignis vom 09.04.2014 als auch die Informationen über die bei Funktionsprüfungen von Notstromaggregaten festgestellten Fehler im Verbund mit den bei der OSART Mission festgestellten Mängeln lassen Zweifel an der erforderlichen Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen im Anforderungsfall der Störfallbeherrschung im AKW Fessenheim entstehen.

Es bleibt auch festzustellen, dass in dem nach dem Reaktorunfall in Japan durchgeführten Stresstest die im Zusammenhang mit dem Vorkommnis vom 09.04.2014 zu Tage getretenen Sicherheitsdefizite im AKW Fessenheim nicht erkannt wurden.

5 Literaturverzeichnis

- /1/ Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT, 24th September 2014
- /2/ Niehaus, Anwendung §7d des Atomgesetzes, Stuttgart 09.10.2012
- /3/ Incident of 9 April 2014 on reactor 1 of the Fessenheim NPP: ASN Actions, 11.03.2016
- /4/ Smidt, D.: Reaktorsicherheitstechnik, Springer-Verlag, 1979
- /5/ NUCLEAR POWER REACTORS IN THE WORLD, 2015 Edition, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2015
- /6/ "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.
- /7/ Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France in 2014, IRSN'S POSITION
- /8/ Electricite de France: Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima. 15 September 2011
- /9/ Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA, Vienna 2012
- /10/ Analyse der Ergebnisse des EU Stresstest der Kernkraftwerke Fessenheim und Beznau, Teil 1: Fessenheim, Öko Institut und Physikerbüro Bremen, 2012
- /11/ ASN requires EDF to comply with additional requirements for implementation of the "hardened safety core", ASN, Note d'information, 23/01/2014

- /12/ ASN, Technical notice: description of the event, Montrouge, 09.03.2016
- /13/ Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums, GRS-189, 2002
- /14/ Brief ASN an AKW Fessenheim vom 24.04.2014 zum Vorkommnis vom 09.04.2014
- /15/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2)
- /16/ Post Fukushima assessment and follow up French National Action Plan, ENSREG 22.04.2015
- /17/ Reinforcement du radier du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Fessenheim, EdF 22.02.2012
- /18/ Implementation of Severe Accident Management Measures, Nuclear Safety NEA/CSNI/R (2001)20 PSI Report Nr. 01-15 November 2001
- /19/ OPERATIONAL SAFETY OF NUCLEAR INSTALLATIONS; FRANCE, OSART MISSION FESSENHEIM NUCLEAR POWER PLANT, 9 – 27 March 1992, IAEA-NENS/OSART/92/58
- /20/ Third ten-yearly periodic safety review of Fessenheim NPP reactor n°2: ASN instructs EDF to carry out works, ASN, 14/05/2013
- /21/ Autorité de Sûreté Nucléaire: Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants, Report by the French Nuclear Safety Authority, December 2011.
- /22/ Design, Safety Technology and Operability Features of EPR, Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Development, July 4th, 2011 (Wien)

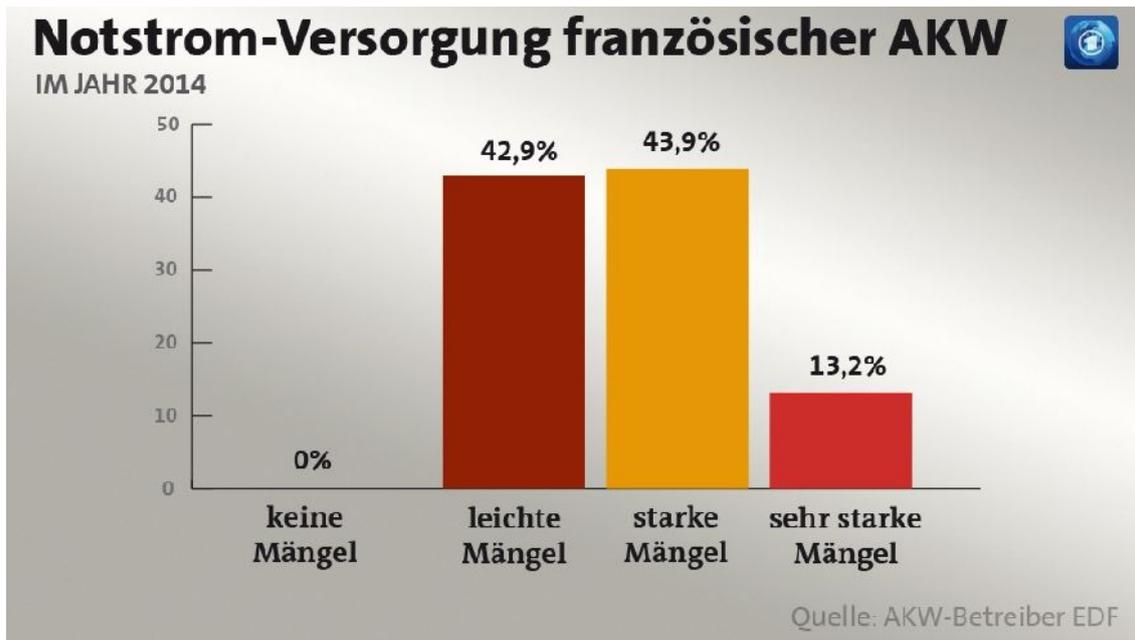
- /23/ Majer, D.: Technische Beurteilung der Vorschläge der EDF für die Verstärkung der Bodenplatte hinsichtlich der Frage, ob diese Vorschläge auf Grund des vorhandenen wissenschaftlichen und technischen Wissens geeignet sind, die Probleme bei einer Kernschmelze zu bewältigen, Wiesbaden 17.6.2012
- /24/ Sixth French report under the CNS – July 2013
- /25/ Pascal QUENTIN, Jean COUTURIER: IRSN point of view on plant long term operation assessment, IRSN, EUROSAFE Forum 2010
- /26/ Convention on Nuclear Safety, Questions Posted To France in 2014
- /27/ Wolfgang Renneberg: Risiken alter Kernkraftwerke, Bonn, Juni 2010
- /28/ UPDATED NATIONAL ACTION PLAN OF THE FRENCH NUCLEAR SAFETY AUTHORITY, December 2014
- /29/ IRSN's Position on Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France, 2012, IRSN report DG/2013-00005-EN
- /30/ Das Kernkraftwerk Fessenheim, Stromproduktion im Herzen des Elsass, 2014 Presseunterlagen
(http://energie.edf.com/fichiers/fckeditor/Commun/En_Direct_Centrales/Nucleaire/Centrales/Fessenheim/Publications/documents/Presseunterlagen%20OCNF%202014%20D.pdf)
- /31/ Diagnostic alarmant d'EDF sur les diesels de secours des réacteurs nucléaires, Le *Journal de l'énergie*, 11 mars 2016
- /32/ EDF tempère les inquiétudes sur la fiabilité des diesels de secours des réacteurs nucléaires, Les Echos, 16.03.2016
- /33/ IRSN, Stabilité des digues du Grand Canal d'Alsace en cas de séisme extrême (Séisme Noyau Dur), Réunion CLIS Fessenheim du 27 octobre 2015

/34/ THE MANAGEMENT SYSTEM FOR FACILITIES AND ACTIVITIES IAEA
SAFETY REQUIREMENTS No. GS-R-3, Vienna 2006

/35/ OSART Operational Safety Review Team, IAEA, http://www-ns.iaea.org/downloads/ni/s-reviews/osart/OSART_Brochure.pdf

Anhang 1: Ergebnisse aus Funktionsprüfungen von Notstromaggregaten in französischen AKW - Kurzfassung

Kürzlich wurden von *Le Journal de l'énergie* /31/ Ergebnisse aus Funktionsprüfungen von Notstromaggregaten in französischen AKW veröffentlicht. *Le Journal de l'énergie* /31/ beruft sich dabei auf unveröffentlichte EDF Berichte. U.a. kann man daraus folgenden Sachstand ableiten (sh. Bild 10).



Keine Mängel- „correct“, Leichte Mängel-„to watch“, starke Mängel-„degraded“, sehr starke Mängel-„ unacceptable“

Bild 10: Ergebnisse aus Funktionsprüfungen von Notstromaggregaten in französischen AKW (Ergebnisse von EDF aus 2014)¹⁷

Festgestellte Mängel sind z.B. Luftlecks, Öllecks, Treibstofflecks, schadhafte Relais, usw. Auch wenn man in /32/ darauf verweist, dass es sich hier um Feststellungen aus Funktionsprüfungen handelt, so erlaubt die Übersicht aus Bild 10 einen Eindruck bezüglich der Zuverlässigkeit der Notstromaggregate. Dabei sind auch die Ergebnisse der in der Anlage Fessenheim durchgeführten Funktionsprüfungen mit erfasst.

Die Aufgabe einer Prüfung besteht darin festzustellen, ob der Ist-Zustand dem Soll-Zustand entspricht. Bei den hier in allen 58 französischen AKW wurde diese Aufgabe

¹⁷ Sh. auch „Bericht über Notstromaggregate in Frankreichs AKW“, WDR vom 18.03.2016

in 2014 von keinem Notstromaggregat erfüllt. In /32/ wird auch ausgeführt, dass die erkannten Mängel jeweils beseitigt werden. In diesem Zusammenhang ist allerdings darauf hinzuweisen, dass auch für die untersuchte Periode drittes Quartal 2012 bis einschließlich viertes Quartal 2013 ähnlich schlechte Ergebnisse erreicht wurden, nur 3.2% der geprüften Notstromaggregate erreichten den Zustand „correct“. Es bleibt fraglich, wie sich die ermittelten Prüfergebnisse auf das Startverhalten sowie den Dauerbetrieb der Notstromaggregate im Anforderungsfall auswirken. In /32/ wird von EdF dazu ausgeführt, dass sich die Notstromaggregate in französischen AKW in einem insgesamt guten Zustand befinden sollen.

Anhang 2: structures and components of the “hardened safety core” /26/, /27/

“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.”

Bild 11: Überblick über das "hardened safety core" /27/



- 1 : reactor cooling system
 2 : fuel pool cooling system
 3 : reactor containment cooling system

January 2014

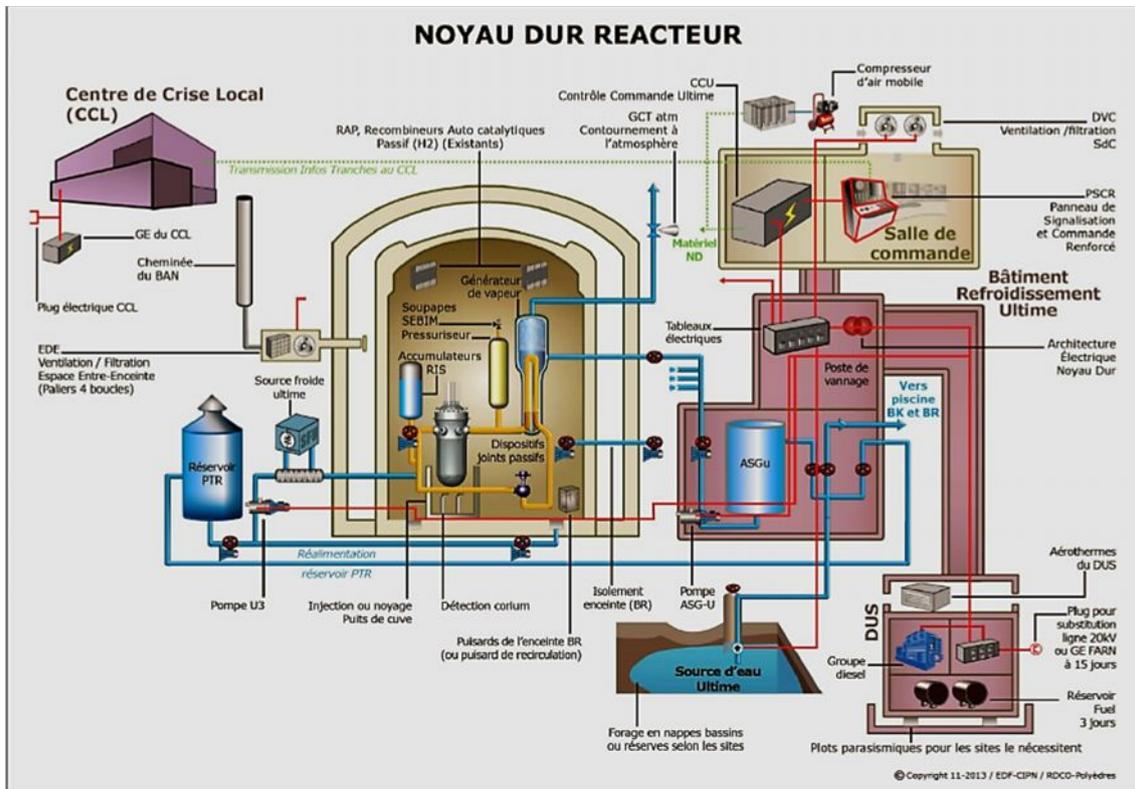


Bild 12: Überblick über die Einbindung in eine AKW Anlage /27/