

Risiken des grenznahen AKW¹ Fessenheim

Autor: Prof. Dr. Manfred Mertins

Auftraggeber: Bundestagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen in Kooperation mit
Landtagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen Baden-Württemberg

Köln, Oktober 2015

¹ AKW - Atomkraftwerk

Risiken des grenznahen AKW Fessenheim

Vorwort

Mit Schreiben vom 18.08.2015 veranlaßte die Bundestagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen eine gutachterliche Stellungnahme zum Sicherheitsstand des französischen AKW Fessenheim mit der Aufgabe, die in Bezug auf die nukleare Sicherheit größten sicherheitstechnischen Defizite festzustellen und zu bewerten. Es soll auch eingeschätzt werden, ob solche Defizite durch Nachrüstung praktisch zu beheben wären.

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

Inhalt

1	Beschreibung des Auftrags	4
2	Bewertungsmaßstab	4
2.1	Stand von Wissenschaft und Technik	4
2.2	Entwicklungen der Sicherheitsanforderungen gegenüber der Auslegung des AKW Fessenheim.....	6
3	Anlagenbeschreibung AKW Fessenheim	10
3.1	Allgemeine Angaben.....	10
3.2	Angaben zum AKW Fessenheim	13
3.2.1	Angaben zur Verfahrenstechnik.....	14
3.2.2	Angaben zur elektrischen Energieversorgung.....	18
3.3	Angaben zu den Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes	20
4	Bewertung des Sicherheitsniveaus	23

4.1	Relevante WENRA Ref.-Level	25
4.2	Übergreifende anlagenexterne Einwirkungen	28
4.2.1	Erdbeben, Überflutung.....	29
4.2.2	Flugzeugabsturz	30
4.2.3	Fazit übergreifende anlagenexterne Einwirkungen	33
4.3	Elektrische Energieversorgung	35
4.3.1	Ausfall der externen Stromversorgung sowie des Eigenbedarfs	35
4.3.2	Auslegungsüberschreitende Anlagenzustände	36
4.3.3	Fazit elektrische Energieversorgung	42
4.4	Wärmeabfuhr.....	43
4.4.1	Wirksamkeit der Kühlung	44
4.4.2	Brennelement-Lagerbecken.....	48
4.4.3	Fazit Wärmeabfuhr	50
5	Zusammenfassende Bewertung sicherheitsrelevanter Schwachstellen.....	53
6	Literaturverzeichnis.....	58

**Anhang 1: structures and components of the “hardened safety core” /26/,
/27/**

1 Beschreibung des Auftrags

Gemäß Leistungsbeschreibung der Bundestagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen vom 24.08.2015 besteht der Schwerpunkt der beauftragten gutachterlichen Stellungnahme in der Feststellung und Bewertung der in Bezug auf die nukleare Sicherheit größten sicherheitstechnischen Defizite des Atomkraftwerkes (AKW) Fessenheim.

Dabei wäre auch einzuschätzen, ob festgestellte sicherheitstechnische Defizite durch Nachrüstung praktisch zu beheben wären (defizitbezogenes Aufzeigen, wo Lösungen möglich oder unmöglich/unrealistisch sind). Als sicherheitstechnischer Maßstab sollen dabei insbesondere die den Stand von Wissenschaft und Technik bestimmenden internationalen Sicherheitsanforderungen - die von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im September 2014 veröffentlichten WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors – herangezogen werden.

2 Bewertungsmaßstab

2.1 Stand von Wissenschaft und Technik

Gemäß Auftrag sind der Bewertung des Sicherheitsstandes des AKW Fessenheim 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.

Die Rechtsprechung in Deutschland vertritt höchstrichterlich die Ansicht, 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 Genehmigung nicht erteilt werden; die erforderliche Vorsorge wird mithin nicht durch das technisch gegenwärtig Machbare begrenzt.“²

In Deutschland wird der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik durch die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /32/ repräsentiert.

Die WENRA „Safety Reference Levels for Existing Reactors“ sind in insgesamt 19 Safety Issues zusammengefasst.

Die hinsichtlich der Überprüfung der sicherheitstechnischen Auslegung von AKW relevanten Sicherheitsanforderungen („Safety Reference Levels“) sind überwiegend in folgenden 7 Safety Issues zu finden:

- Issue E: Design Basis Envelope for Existing Reactors
- Issue F: Design Extension of Existing Reactors
- Issue G: Safety Classification of Structures, Systems and Components
- Issue LM: Emergency Operating Procedures and Severe Accident Management Guidelines
- Issue R: On-site Emergency Preparedness
- Issue S: Protection against Internal Fires
- Issue T: Natural Hazards

In den weiteren 12 Safety Issues sind im Wesentlichen die Sicherheitsanforderungen angegeben, die sich mit

- dem Sicherheitsmanagement sowie mit Prozessen, deren Gestaltung und Überprüfung im Rahmen des Sicherheitsmanagements
- der Durchführung von probabilistischen und deterministischen Sicherheitsanalysen

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

- der Organisation und Durchführung von Instandhaltung von Komponenten und Einrichtungen einschließlich Alterung usw.

befassen.

Gemäß Auftrag sind sicherheitstechnische Aspekte des AKW Fessenheim im Abgleich mit den WENRA „Safety Reference Levels for Existing Reactors“ zu bewerten. Im Sinne des Auftrages sind die Sicherheitsanforderungen angesprochen, die die sicherheitstechnische Auslegung der Anlage betreffen. Insofern sind also im Wesentlichen die Ref.-Levels angesprochen, die den o.g. 7 Issues zuzuordnen sind.

Aber auch der Betrieb von AKW hat für deren Sicherheit eine überaus bestimmende Bedeutung, was u.a. durch die in den weiteren 12 Issues der WENRA „Safety Reference Levels for Existing Reactors“ angesprochenen Sachverhalten manifestiert ist. Die Bewertung des Betriebs im Abgleich mit den WENRA „Safety Reference Levels for Existing Reactors“ ist jedoch nicht Gegenstand des Auftrages.

Gemäß WENRA Ref.-Level E5.2 (sh. Kapitel 4.1) ist auch der Flugzeugabsturz bei der Auslegung von AKW zu berücksichtigen. Informationen bezüglich konkreter Auslegungsziele sowie erforderlicher Lastannahmen für den Lastfall Flugzeugabsturz finden sich hinsichtlich der in Betrieb befindlichen AKW bei den WENRA „Safety Reference Levels for Existing Reactors“ /1/ jedoch nicht. In einer Ausarbeitung der RHWG /2/ sind entsprechende Angaben, allerdings bezogen auf die Auslegung neuer Anlagen enthalten. Konkreter ist allerdings hier die IAEA in ihrem Safety Standard No. NS-G-1.5 /3/. Im Sinne des Auftrages, nachdem der Stand von Wissenschaft und Technik heranzuziehen ist, sind für die Bewertung der Maßnahmen und Einrichtungen zum Schutz gegen den Flugzeugabsturz die Anforderungen in /2/, /3/, /6/ und /15/, ergänzend zu den WENRA Ref.-Level relevant.

2.2 Entwicklungen der Sicherheitsanforderungen gegenüber der Auslegung des AKW Fessenheim

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

- die Verbesserung der Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme 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 sol-

len praktisch ausgeschlossen³ sein. In den diesbezüglichen Sicherheitsnachweisen sollen auch auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen Berücksichtigung finden.

- die Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene mit dem Ziel des praktischen Ausschlusses unzulässiger radiologischer Auswirkungen 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.

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 Entwicklung erfuhr. So gelten für die Auslegung 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 gibt es z.B. auch eine Verlautbarung der französischen Sachverständigenorganisation IRSN („Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire“), in der dargelegt ist, dass Anlagen der 900-er AKW-Generation bei einem längerfristigen Betrieb an das Sicherheitsniveau des EPR anzupassen wären⁴ /25/. Inwiefern hierfür die anlagenspezifischen Voraussetzungen gegeben sind wird allerdings nicht dargelegt.

³ 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 Aussage-sicherheit 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.“

⁴ “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.”

In Bezug auf das AKW Fessenheim äußert sich die französische Behörde dahingehend, dass nach Realisierung neuer Sicherheitsanforderungen einem weiteren Betrieb nichts entgegenstehen würde /35/.

Die in /6/ für den französischen EPR dargelegten Sicherheitsanforderungen sind somit zusätzlich zu den WENRA Ref-Level /1/, im Sinne des zu Grunde zu legenden Standes von Wissenschaft und Technik, als Maßstab für die Bewertung des Sicherheitsstandes des AKW Fessenheim heranzuziehen.

Der internationale Konsens zum Stand von Wissenschaft und Technik für die aktuelle Auslegung von AKW ist bei der IAEA in den Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 Safety of Nuclear Power Plants: Design /9/ beschrieben.

Die der damaligen Auslegung der CP0 Serie zu Grunde gelegten Regelungen entsprechen in einer Vielzahl nicht mehr dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Eine Untersuchung von AREVA NP und EDF SA aus 2012 /7/ zeigt, dass das kerntechnische französische Regelwerk aus dem Anfang der 1980-er Jahre heute in weiten Teilen nicht mehr für die Auslegung neuer AKW, wie in /6/ für den EPR beschrieben, herangezogen werden kann (Tabelle 1).

Das heißt, was aber auch nicht anders zu erwarten war, dass die Sicherheitsanforderungen, die bei der Auslegung der CP0 Serie angewendet wurden, vielfach nicht mehr den gegenwärtig anzuwendenden Sicherheitsanforderungen entsprechen. Es ist nun auch auszuweisen, welche Konsequenzen derartige Abweichungen für einen weiteren Anlagenbetrieb haben.

Tabelle 1: Übersicht über die Anwendbarkeit der RFS⁵ auf den EPR

RFS	PURPOSE	Applicability
I.2.a (05/08/1980)	Incorporation of risks arising from airplane crashes	
I.2.b (05/08/1980)	Incorporation of risks of missiles...of turbine generator	A ⁶
2001-01 (16/05/2001)	Determination of seismic risk	A
I.2.d (07/05/1982)	Incorporation of risks arising from industrial environment	
I.2.e (12/04/1984)	Incorporation of external flooding risk	A
I.3.a (05/08/1980)	Use of SFC in safety analyses	

⁵ Basic Safety Rules (Règles Fondamentales de Sûreté or "RFS" in French)

⁶ „A“ bedeutet "anwendbar"

I.3.b (08/06/1984)	Earthquake Instrumentation	A
I.3.c (01/08/1985)	Site geological and geotechnical studies	A
II.2.2.a (31/12/1985)	Design of the containment spray system	
II.3.8 (08/06/1990)	Design and operation of the main secondary system	
II.4.1.a (15/05/2000)	Software of the safety-classified electrical systems	
IV.1.a (21/12/1984)	Classification of mechanical, electrical and Civil Works equipment	
IV.2.a (21/12/1984)	Requirements for design of 2 and 3 classified and pressure-retaining mechanical equipment	
IV.2.b (31/07/1985)	Requirements for the design, qualification, deployment and operation of safety-classified electrical hardware	A
V.1.a (18/01/1982)	Determination of the activity released from the fuel	
V.1.b (10/06/1982)	Meteorological measuring instruments	A
V.2.b (30/07/1981)	Acceptance of the use of RCC G dated 01/01/1981	
V.2.c (12/09/1986)	Acceptance of the use of RCC M dated 07/1984	
V.2.d rev.1 (23/09/1986)	Acceptance of the use of RCC E dated 06/1984	
V.2.e rev.2 (24/12/1990)	Acceptance of the use of RCC C dated 09/1989	A
V.2.f (28/12/1982)	Acceptance of the use of RCC I dated 05/1982	
V.2.g (31/12/1985)	Seismic calculations of Civil Works structures	
V.2.h (04/06/1986)	Acceptance of the use of RCC G dated 10/1985	
V.2.j (21/11/1988)	Acceptance of the use of RCC I dated 10/1987	
2002-01 (26.12.2002)	Probabilistic studies for the safety of the basic nuclear facilities	A

3 Anlagenbeschreibung AKW Fessenheim

Der Anlagenbeschreibung 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 Bznau, 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.

3.1 Allgemeine Angaben

Die 58 in Betrieb befindlichen AKW werden vom französischen Stromkonzern EDF betrieben /5/ (sh. auch Bild 1). Ein Reaktor vom Typ 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 (Quelle⁷)

⁷ https://de.wikipedia.org/wiki/Kernenergie_in_Frankreich#/media/File:Nuclear_power_plants_map_France-fr_2.svg

Als erste Reaktoren der sogenannten CP0-Baulinie wurden 1977 und 1978 die beiden Blöcke des AKW Fessenheim in Betrieb genommen /36/, 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). 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 900MW in Frankreich sind nach wie vor in Betrieb.

Das Anlagengelände des AKW Fessenheim befindet sich ca. 26 km nord-östlich 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)

3.2 **Angaben zum AKW Fessenheim**

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

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/ vorgenommen. Nähere Erläuterungen und sicherheitstechnische Einschätzungen hierzu werden in Kapitel 4.4 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 abgebaut 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 Schutz gegen Einwirkungen von außen, z.B. im Falle eines Flugzeugabsturzes, sowie die Spaltproduktrückhaltung im Falle von Brennelementschäden.



Bild 3: Standort Fessenheim (Quelle: Google 2005)

3.2.1 Angaben zur 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 m NN.

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 beiden Kühlwasservorratsbehälter sind nicht für seismische Einwirkungen qualifiziert^{8 9}.

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.

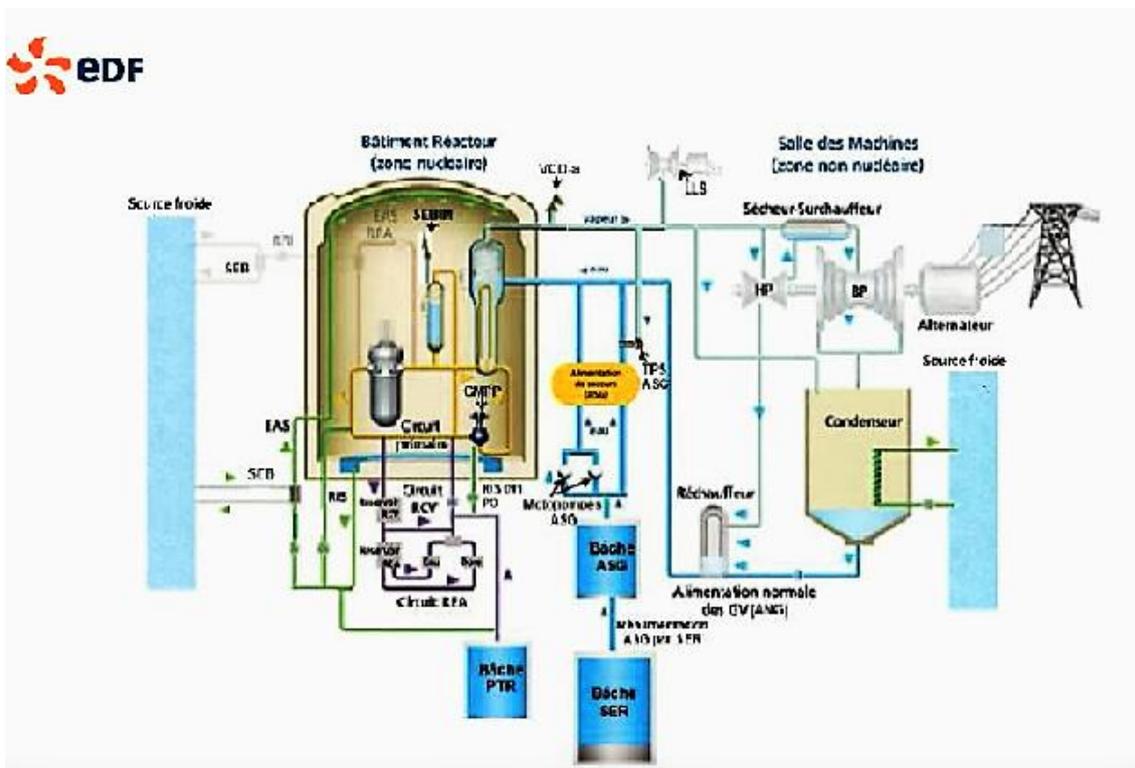


Bild 4: Übersicht zur Verfahrenstechnik (Quelle: EdF/8/)

⁸ „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 (sh. auch Kapitel 4.2.1). Angaben zur diesbezüglichen Auslegung finden sich in /8/, /10/ und /21/.

⁹ 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 1990iger Jahre ausgewechselt werden, konkrete Angaben über den derzeitigen Zustand liegen nicht vor.

Das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem befindet sich in dem gemeinsam genutzten 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 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 Nachkühlssystem besteht im Wesentlichen aus den zwei Niederdruck-Pumpen und den Wärmetauschern. Die Wärme des Primärkühlmittels wird über das Zwischenkühlwassersystem und im Weiteren über das Nebenkühlwassersystem abgeführt. Das Nachkühlssystem ist notstromgesichert und für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Das Zwischenkühlwassersystem ist im Hilfsanlagengebäude untergebracht. Die Wärmeabfuhr aus dem Zwischenkühlwassersystem erfolgt über Wärmetauscher, 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 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 1600 m³ boriiertem Kühlmittel sowie ein Borsäurekonzentratbehälter zur Sicherstellung der Unterkritikalität. Das Sicherheitseinspeisesystem verfügt weiter über drei Druckspeicher und zwei Niederdruckeinspeisepumpen, die sowohl aus dem Flutbehälter als auch aus dem Sicherheitsbehältersumpf ansaugen können. Im Falle von Kühlmittelverluststörfällen bei hohem Primärkreisdruck speisen die drei Hochdruckeinspeisepumpen des Volumenregelsystems in den Primärkreislauf. Die drei Druckspeicher speisen ab einem Primärkreisdruck von 40 bar in den Primärkreislauf. Bei niedrigem Druck wird die Kühlmittelleinspeisung 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 abgelassen 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 drei Frischdampfsicherheitsventile vorhanden.

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.

3.2.2 Angaben zur elektrischen Energieversorgung

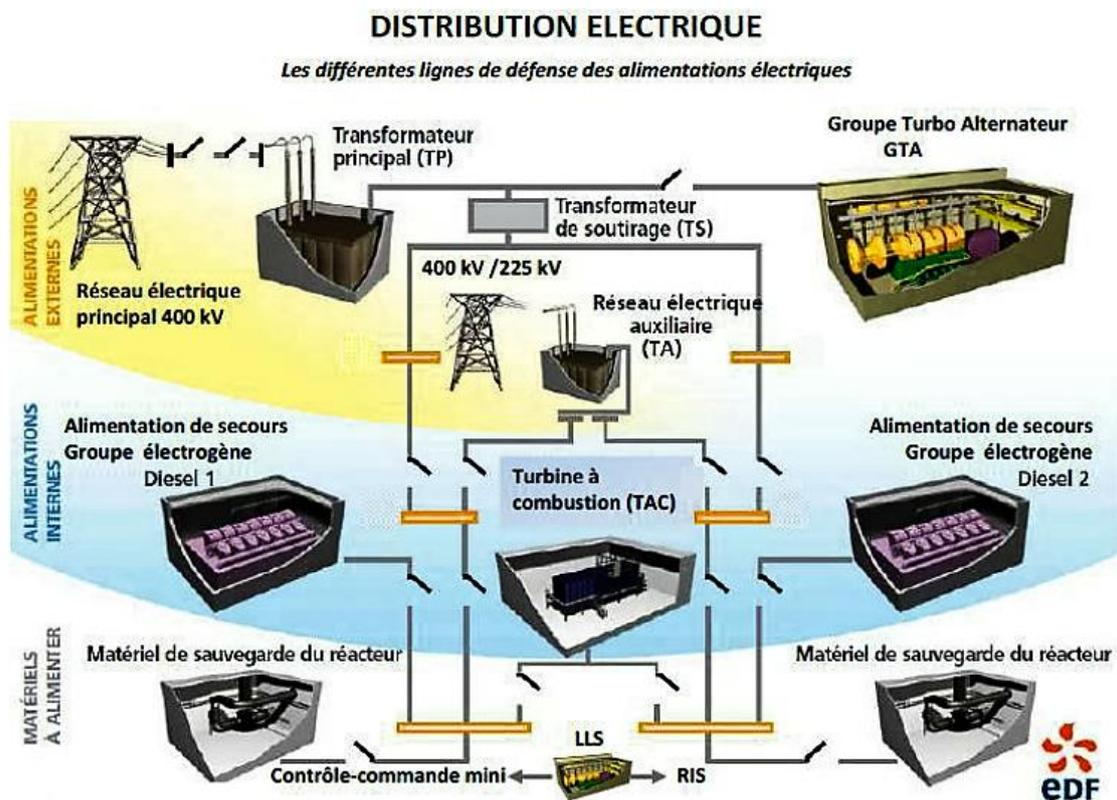


Bild 5: Übersicht zur elektrischen Energieversorgung (Quelle: EdF/8/)

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 225kV 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 Dieserversorgung 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 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 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.

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, 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 sollen passive, autokatalytische Rekombinatoren für einen Abbau von bei Reaktorunfällen entstehendem Wasserstoff installiert sein.

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.

Auslegungsgemäß hat die Fundamentplatte des AKW Fessenheim 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 Wassereintritt 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 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 für die Anlage Fessenheim angepaßten Ausmaßen und Bedingungen entsprechend wirksam sein kann.

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

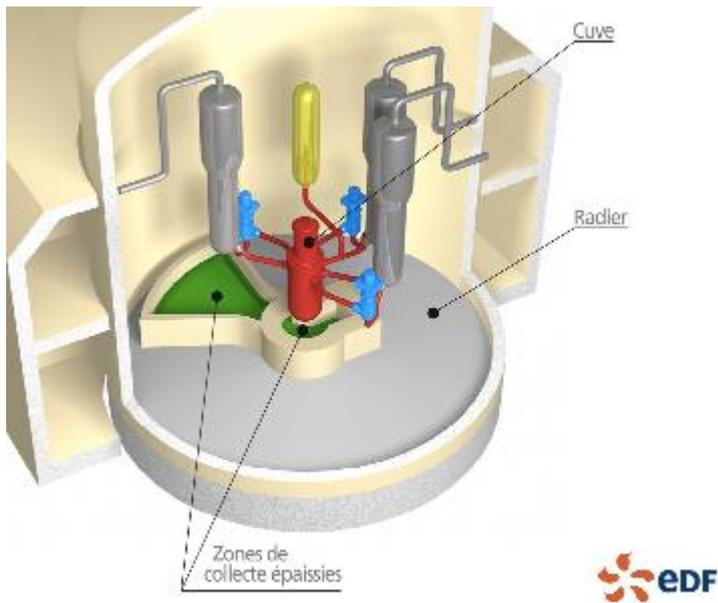


Bild 6: Übersicht über die im AKW Fessenheim vorgesehene Auffangvorrichtung /17/

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 /33/. 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 Behörde ASN 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 ganzjährig verfügbaren Quelle - entweder einem Grundwasserbrunnen oder einem See.

Der zusätzliche Dieselgenerator soll die erforderliche Leistung zum Betrieb einer Notspisewasserpumpe 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

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/. Genaue Angaben 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 1 enthalten. Für die Realisierung des „Hardened Safety Core“ in den französischen AKW ist ein längerer Zeitraum bis 2020 und darüber hinaus vorgesehen /28, 31/.

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 /32/ im Einzelnen angegeben.

4 Bewertung des Sicherheitsniveaus

Wie im Kapitel 2 beschrieben, entspricht die sicherheitstechnische Auslegung des AKW Fessenheim den Anforderungen, die Anfang der 1970-iger Jahre der Sicherheit von AKW zu Grunde gelegt wurden.

Maßgebliche Weiterentwicklungen der Anforderungen an die Sicherheit von AKW seither betreffen Anforderungen an das betriebliche Sicherheitsmanagement, die Nachweisführung, die Mensch/Maschine-Wechselwirkung, die Einführung digitaler Leittechnik sowie die technische Ausführung des Sicherheitskonzepts von AKW. Die Anforderungen an die technische Ausführung betreffen insbesondere Anforderungen

- an die umfassende Erweiterung des Gestaffelten Sicherheitskonzepts um eine weitere, die 4. Sicherheitsebene¹⁰
- an die erweiterte Berücksichtigung redundanzübergreifender interner Einwirkungen, resultierend z.B. aus internen Bränden
- an die erweiterte Berücksichtigung standortübergreifender, auch auslegungsüberschreitender externer Einwirkungen¹¹ aus
 - Erdbeben
 - Überflutungen
 - Flugzeugabsturz.

Die standortbezogenen Einwirkungen aus Erdbeben und Überflutungen sind in /10/ einer umfassenden Bewertung unterzogen worden. Eine Analyse in Bezug auf die Erfüllung der entsprechenden WENRA Ref.-Level erfolgt in Kapitel 4.2.

In Kapitel 4.1 sind die WENRA Ref.-Level zusammengestellt, die für eine Überprüfung des aktuellen Sicherheitskonzepts des AKW Fessenheim relevant sind.

Wie bereits oben ausgeführt besteht ein wesentlicher Schwerpunkt bei der Bewertung des Sicherheitskonzepts in der Frage inwieweit das AKW Fessenheim Lasten aus anlagenexternen übergreifenden Einwirkungen bewältigt werden können. So können aus Erdbeben, Überflutungen oder Flugzeugabsturz Ereignisabläufe in der Anlage hervorgerufen werden, zu deren Beherrschung Sicherheitseinrichtungen erforderlich sind (sh. auch WENRA Ref.-Level F2.2). Diese Einrichtungen selbst müssen aber auch gegen Lasten aus diesen Einwirkungen ausgelegt sein, um den vorgesehenen Beitrag zur Ereignisbeherrschung leisten zu können. Es gilt hier im Auslegungsbereich der Grundsatz, dass solche Einrichtungen, die nicht gegen derartige Lasten ausgelegt sind, im Anforderungsfall als ausgefallen und somit als unwirksam zu betrachten sind.

¹⁰ Siehe hierzu auch WENRA Ref.-Level F1.2 und F2.2 in Kapitel 4.1

¹¹ Siehe hierzu auch WENRA Rev.-Level E5.2, T2.1, T4.1 und T6.1 in Kapitel 4.1

Darüber hinaus soll, insbesondere auf Grundlage der Erkenntnisse aus dem Unfall im japanischen AKW Fukushima, in den Anlagen ein Schutz gegen auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen sichergestellt sein (WENRA Ref.-Level F1.1, F4.7).

4.1 Relevante WENRA Ref.-Level

Wie unter 2.1 ausgeführt sind hinsichtlich der Überprüfung der sicherheitstechnischen Auslegung im Wesentlichen die mehr technisch orientierten Sicherheitsanforderungen (WENRA Ref.-Level) relevant, die in insgesamt 7 Safety Issues enthalten sind. Aus dem Gesichtspunkt der Überprüfung der sicherheitstechnischen Auslegung sind die folgenden WENRA Ref.-Level von besonderer Bedeutung:

IssueE:

- E5.2 External hazards shall be taken into account in the design of the plant. In addition to natural hazards, human made external hazards – including airplane crash and other nearby transportation, industrial activities and site area conditions which reasonably can cause fires, explosions or other threats to the safety of the nuclear power plant – shall as a minimum be taken into account in the design of the plant according to site specific conditions.
- E6.1 Credible combinations of individual events, including internal and external hazards, that could lead to anticipated operational occurrences or design basis accidents, shall be considered in the design. Deterministic and probabilistic assessment as well as engineering judgement can be used for the selection of the event combinations.
- E8.3 Only systems that are suitably safety classified can be credited to carry out a safety function. Non safety classified systems shall be assumed to operate only if they aggravate the effect of the initiating event.
- E8.5 The safety systems shall be assumed to operate at their performance level that is most penalising for the initiator.
- E9.2 A failure in a system intended for normal operation shall not affect a safety function.

- E9.5 For sites with multiple units, appropriate independence between them shall be ensured.
- E10.6 For times when the main control room is not available, there shall be sufficient monitoring and control equipment available, preferably at a single location that is physically, electrically and functionally separate from the main control room, so that, if the main control room is unavailable, the reactor can be placed and maintained in a shut down state, residual heat can be removed from the reactor and spent fuel storage, and the essential plant parameters, including the conditions in the spent fuel storages, can be monitored.
- E10.7 Redundancy and independence designed into the protection system shall be sufficient at least to ensure that:
 - no single failure results in loss of protection function; and
 - the removal from service of any component or channel does not result in loss of the necessary minimum redundancy.
- E10.11 It shall be ensured that the emergency power supply is able to supply the necessary power to systems and components important to safety, in any operational state or in a design basis accident, on the assumption of a single failure and the coincidental loss of off-site power.

Issue F:

- F1.1 As part of defence in depth, analysis of Design Extension Conditions (DEC) shall be undertaken with the purpose of further improving the safety of the nuclear power plant by:
 - enhancing the plant's capability to withstand more challenging events or conditions than those considered in the design basis,
 - minimising radioactive releases harmful to the public and the environment as far as reasonably practicable, in such events or conditions.
- F1.2 There are two categories of DEC:
 - DEC A for which prevention of severe fuel damage in the core or in the spent fuel storage can be achieved;

- DEC B with postulated severe fuel damage.

The analysis shall identify reasonably practicable provisions that can be implemented for the prevention of severe accidents. Additional efforts to this end shall be implemented for spent fuel storage with the goal that a severe accident in such storage becomes extremely unlikely to occur with a high degree of confidence.

In addition to these provisions, severe accidents shall be postulated for fuel in the core and, if not extremely unlikely to occur with a high degree of confidence, for spent fuel in storage, and the analysis shall identify reasonably practicable provisions to mitigate their consequences.

- F2.2 The selection process for DEC A shall start by considering those events and combinations of events, which cannot be considered with a high degree of confidence to be extremely unlikely to occur and which may lead to severe fuel damage in the core or in the spent fuel storage. It shall cover:
 - Events occurring during the defined operational states of the plant;
 - Events resulting from internal or external hazards;
 - Common cause failures.

Where applicable, all reactors and spent fuel storages on the site have to be taken into account. Events potentially affecting all units on the site, potential interactions between units as well as interactions with other sites in the vicinity shall be covered.

- F4.5 The NPP site shall be autonomous regarding supplies supporting safety functions for a period of time until it can be demonstrated with confidence that adequate supplies can be established from off site.
- F4.7 There shall be sufficient independent and diverse means including necessary power supplies available to remove the residual heat from the core and the spent fuel. At least one of these means shall be effective after events involving external hazards more severe than design basis events.
- F4.12 High pressure core melt scenarios shall be prevented.
- F4.17 Adequate power supplies during DEC shall be ensured considering the necessary actions and the timeframes defined in the DEC analysis, taking into account external hazards.

- F4.18 Batteries shall have adequate capacity to provide the necessary DC power until re-charging can be established or other means are in place.

Issue T:

- T2.1 All natural hazards that might affect the site shall be identified, including any related hazards (e.g. earthquake and tsunami). Justification shall be provided that the compiled list of natural hazards is complete and relevant to the site.
- T4.1 Design basis events shall be defined based on the site specific hazard assessment.
- 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.
- T4.3 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.
- T5.4 For design basis events, SSCs identified as part of the protection concept with respect to natural hazards shall be considered as important to safety.
- T6.1 Events that are more severe than the design basis events shall be identified as part of DEC analysis. Their selection shall be justified. Further detailed analysis of an event will not be necessary, if it is shown that its occurrence can be considered with a high degree of confidence to be extremely unlikely.

4.2 Übergreifende anlagenexterne Einwirkungen

Nach /10/ sind bei der Auslegung des AKW Fessenheim standortbezogene externe Einwirkungen aus Erdbeben und Überflutung berücksichtigt worden. Ebenso sind Lasten

aus einem Flugzeugabsturz in die Auslegung eingeflossen /19/. Insofern kann man hier die Anforderungen aus dem WENRA Ref.-Level E5.2 grundsätzlich als erfüllt ansehen.

4.2.1 Erdbeben, Überflutung

Aus den Erläuterungen und der Analyse in /10/ geht hervor, dass die Auslegung etwa einem Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr entspricht, und somit den Anforderungen des WENRA Ref.-Level T4.2 gerecht werden würde. Allerdings hat eine von RESONANCE (Schweiz) durchgeführte Studie gezeigt, dass im Falle von Fessenheim das seismische Risiko unterschätzt worden ist /36/. Es bestehen insoweit Zweifel an der tatsächlichen Erfüllung der Anforderungen des WENRA Ref.-Level T4.2.

Das gleiche gilt auch für den Fall der Überflutung. Für die Auslegung des AKW Fessenheim wurde ein 1000-jährliches Hochwasser, auf das ein Zuschlag von 15% in den Abflußmengen eingerechnet wurde, zu Grunde gelegt. Inwiefern damit das Auslegungshochwasser dem Niveau eines 10.000-jährlichen Hochwassers entspricht, kann aus den verfügbaren Unterlagen nicht entnommen werden. Nach den Ausführungen in /10/ wäre davon auszugehen, dass die Anforderungen aus dem WENRA Ref.-Level T4.2 in Bezug Hochwasser nicht nachgewiesen sind.

Durch die Anordnung der sicherheitsrelevanten Einrichtungen am Standort Fessenheim auf einem Niveau weit unterhalb des Rheinseitenkanals, nur durch einen Deich vor diesem geschützt, besteht eine potenzielle Überflutungsgefahr für das gesamte Anlagen-gelände. Auch die französische Behörde ASN verweist auf diesen Sachverhalt /28/, indem sie von EdF fordert, die Widerstandsfähigkeit der betreffenden Deichkonstruktion gegen seismische Einwirkungen zu untersuchen. Die Ergebnisse sollen in 2015 vorliegen. Die diesbezüglichen Ergebnisse liegen hier bisher jedoch nicht vor.

Nach WENRA Ref.-Level T6.1 sind auch auslegungsüberschreitende naturbedingte Ereignisse zu analysieren. In /10/ wird ausgeführt, dass sowohl für den Lastfall Erdbeben als auch für den Lastfall Überflutung für das AKW Fessenheim nicht die Kriterien des sog. Level 1¹² erreicht werden, die von der RSK für die Überprüfung der deutschen AKW

¹² Level 1(Erdbeben) /12/

nach Fukushima herangezogen wurden /12/. Mit diesem Ansatz wurde geprüft, ob die Anlagen in Deutschland auch Lasten aus auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen standhalten.

Ergebnisse aus gegebenenfalls vergleichbaren Analysen für den Standort des AKW Fessenheim liegen nicht vor. Auf Grundlage der verfügbaren Unterlagen kann eine Erfüllung von WENRA Ref.-Level T6.1 in Bezug auf eine ausreichende Widerstandsfähigkeit gegen Einwirkungen aus auslegungsüberschreitenden anlagenexternen Einwirkungen für das AKW Fessenheim deshalb nicht bestätigt werden.

4.2.2 Flugzeugabsturz

Nach /13, 30, 39/ sollen französische AKW durch baulichen Schutz gegen Einwirkungen aus dem Absturz kleinerer Flugzeuge (Cessna 210 oder Lear Jet 23), eines militärischen Jagdflugzeuges vom Typ Phantom IV oder eines Großraumflugzeuges geschützt sein (sh. hierzu auch Bild 7).

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Erdbeben (Basis: Überschreitungswahrscheinlichkeit $10^{-5}/a$), derart ausgewiesen, dass auch bei einer um eine Intensitätsstufe erhöhten Intensität die vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt sind. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Level 1(Hochwasser) /12/

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem anlagenspezifisch nach Stand von Wissenschaft und Technik ermittelten Bemessungshochwasser (10.000 jährliches Hochwasser) derart ausgewiesen, dass für Flussstandorte bei einem um den Faktor 1,5 höheren Abfluss und für Tide-Standorte bei einem um einen Meter höherem Hochwasser gegenüber dem Bemessungshochwasser sowie bei unterstelltem Versagen von Staustufen soweit deren Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache begründbar sind, Deichen o. ä. und dem daraus resultierenden Pegel der Erhalt der vitalen Funktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt ist. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

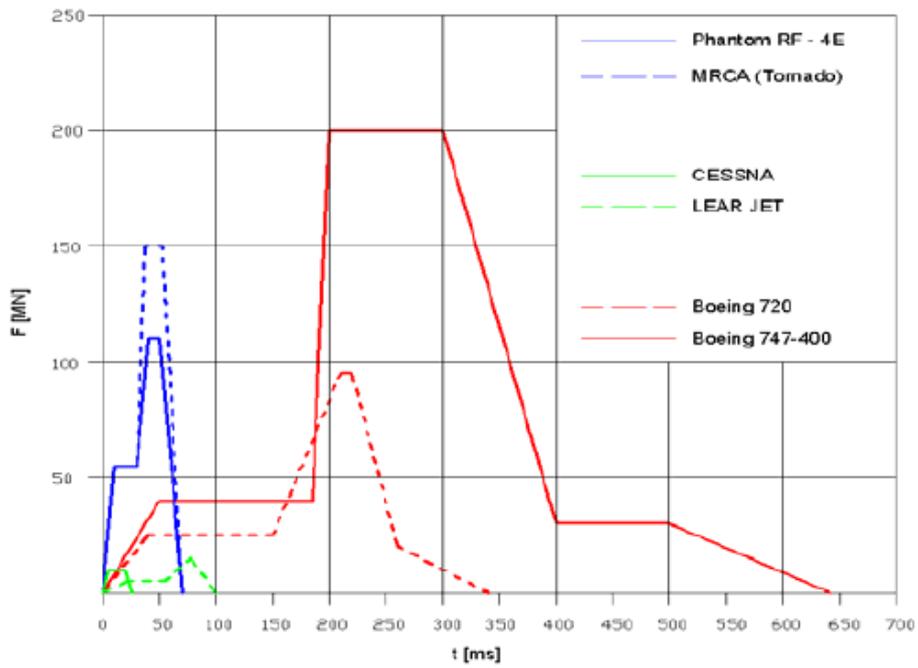


Bild 7: Last-Zeit Funktionen für verschiedene Flugzeugtypen /14/

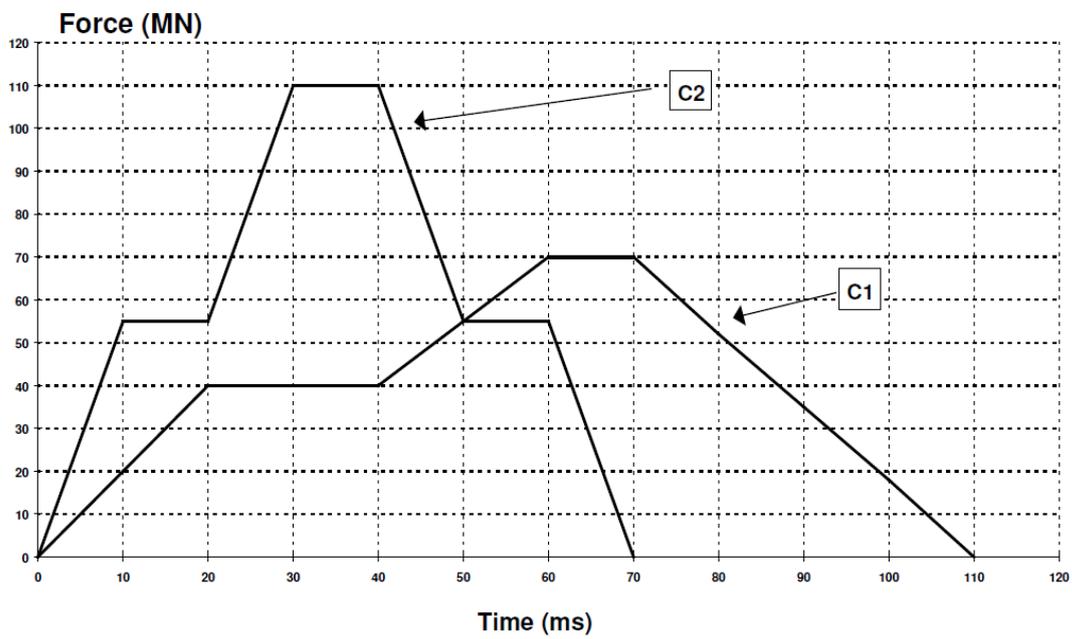


Bild 8: Last-Zeit Funktion¹³ nach /3/, /6/, /15/

¹³ Spezifische Angaben zu C1 und C2 in /6/

Letztlich beruhen die konkreten Entscheidungen zur Auslegung gegen Lasten aus einem Flugzeugabsturz jedoch auf probabilistischen Kriterien. In /40/ ist diese Vorgehensweise beschrieben:

“ Finally, the results of the evaluations are compared with levels which relate to hazards of external origin, i.e.:

- Probability of unacceptable release of radioactive substances at site boundary = 10^{-6} /year. unit . safety function, for the whole of the external hazards associated with human activities,
- Probability of event occurring = 10^{-7} /year . unit . safety function . hazard category (commercial, military or general aviation aircraft).

These statistical studies lead to the conclusion that, as far as the structures of standard (900 MWe and 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).”

In den WENRA Ref.-Level finden sich keine Angaben zu den bei der Auslegung anzuwendenden Lastannahmen für den Flugzeugabsturz.

In Deutschland sind die Anforderungen an den Schutz von AKW gegen Flugzeugabsturz in /32/ beschrieben. Die baulichen Anlagen von AKW müssen demnach einen ausreichenden Schutz gegen die Auswirkungen eines postulierten zufallsbedingten Absturzes einer schnellfliegenden Militärmaschine gewährleisten.

Der Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich der Auslegung von Schutzmaßnahmen gegen den Flugzeugabsturz ist in Bild 8 dargestellt. Im Sinne des Auftrages, nachdem der Stand von Wissenschaft und Technik heranzuziehen ist, sind für die Bewertung der Maßnahmen und Einrichtungen zum Schutz gegen den Flugzeugabsturz /2/, /3/, /6/

und /15/ relevant. Danach sind die für die Sicherheit eines AKW erforderlichen Systeme und Einrichtungen so zu schützen, dass sie in der für die Durchführung der sicherheitsgerichteten Aufgaben erforderlichen Wirksamkeit nicht durch direkte Einwirkungen (Penetration) als auch durch dabei induzierte Schwingungen beeinträchtigt werden.

Nach /39/ wurden die französischen AKW der hier betrachteten CP0-Baureihe auf der Grundlage der o.g. probabilistischen Analysen gegen die Einwirkungen aus kleinen Zivilflugzeugen («les petits avions civils (aviation générale, de masse inférieure à 5,7 tonnes)») ausgelegt. Inwiefern mittlerweile neuere Betrachtungen zur Bewertung der Anlage Fessenheim hinsichtlich des Risikos aus einem Flugzeugabsturz vorliegen ist nicht bekannt.

Der Schutz des AKW Fessenheim gegen Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz ist z.B. in Bezug auf die Lagerung abgebrannter Brennstoffe im Vergleich zu Anlagen in Deutschland geringer ausgeführt.

Inwiefern das „Hardened Safety Core“ über einen höheren Schutz gegen Absturz anderer Flugzeugtypen als für das AKW auslegungsseitig vorgesehen, besitzt, kann aus den verfügbaren Unterlagen nicht entnommen werden.

4.2.3 Fazit übergreifende anlagenexterne Einwirkungen

Im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung der RSK nach Fukushima wurden für die deutschen Anlagen zivilisatorische Einwirkungen wie ein Flugzeugabsturz auf die Anlage analysiert.

Es liegen keine expliziten Aussagen zur Widerstandsfähigkeit der Systeme, Strukturen und Komponenten der Anlage Fessenheim gegen Einwirkungen aus Flugzeugabsturz, die über die bei der Auslegung berücksichtigten hinausgehen, vor. Im Zusammenhang mit der seismischen Auslegung der Anlage Fessenheim wurde vom Betreiber ausgesagt, dass insbesondere für die zentral wichtigen Vorratsbehälter des Notspeisesystems sowie der Flutbehälter nur begrenzte Reserven in der Auslegung ausgewiesen werden können. Inwiefern jedoch die Einwirkungen aus Abstürzen größerer Flugzeugtypen als in der Auslegung angenommen abgetragen werden können bleibt offen.

Durch die Anordnung der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen am Standort des AKW Fessenheim auf einem Niveau weit unterhalb des Rheinseitenkanals besteht eine potenzielle Überflutungsgefahr für das gesamte Anlagengelände. Das Anlagengelände ist nur durch einen Deich vor Überflutung durch den Rheinseitenkanal geschützt. Selbst ASN sieht diesen Sachverhalt als potenzielle Schwachstelle an und fordert Nachweise zur Erdbebenfestigkeit der Deiche am Standort einschließlich einer Analyse möglicher Auswirkungen bei einem Versagen der Deiche /28, 38/.

Zusammenfassende Aussagen:

- Das AKW Fessenheim verfügt nur über einen bedingten Grundschutz gemäß WENRA Ref.-Level E5.2 gegen externe übergreifende Einwirkungen.
- Auf der Grundlage vorliegender Informationen ist davon auszugehen, dass mit den Auslegungsannahmen bezüglich Schutzes des AKW Fessenheim gegen Überflutung (1.000-jährliches Hochwasser mit einem Zuschlag von 15% in den Abflusssmengen) die Anforderungen aus dem WENRA Ref.-Level T4.2 (10.000-jährliches Hochwasser) in Bezug 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 sollen noch in 2015 vorliegen.
- Im Vergleich zu Anlagen in Deutschland ist der Schutz des AKW Fessenheim gegen Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz, z.B. in Bezug auf die Lagerung abgebrannter Brennelemente, geringer ausgeführt. Die heute geltenden Anforderungen nach /6/ werden nicht durchgängig erfüllt. Inwieweit die auf probabilistischen Kriterien beruhende Bewertung des Risikos eines Flugzeugabsturzes noch aktuell ist bleibt offen.
- Inwiefern das vorgesehene „Hardened Safety Core“ aktuellen Anforderungen bezüglich Flugzeugabsturzes entspricht, ist aus den verfügbaren Unterlagen nicht ableitbar. Weiterhin können aus den verfügbaren Unterlagen keine Aussagen zur Kompatibilität des „Hardened Safety Core“ mit der bestehenden Anlagenauslegung entnommen werden.

- Eine Erfüllung von WENRA Ref.-Level T6.1 in Bezug auf eine ausreichende Widerstandsfähigkeit gegen die Einwirkungen aus auslegungsüberschreitenden anlagenexternen Einwirkungen kann auf der Grundlage der verfügbaren Informationen nicht bestätigt werden.

4.3 Elektrische Energieversorgung

Der Aufbau und die Funktionsweise der elektrischen Energieversorgung sind umfassend in /8/ und /10/ beschrieben. An dieser Stelle wird deshalb nur auf wesentliche sicherheitstechnische Aspekte eingegangen.

Die betrieblichen Einrichtungen zur Versorgung mit elektrischer Energie sind, wie auch in deutschen AKW, realisiert. Es existieren sowohl ein Hauptnetz- wie ein Reservenetzanschluss, die an unterschiedliche Spannungsebenen der externen Netze angebunden sind (Bild 5).

Für den Fall des Verlusts der externen Netzanbindung ist ein Abfangen auf Eigenbedarf vorgesehen. In diesem Falle wird die elektrische Energieversorgung über den Blockgenerator sichergestellt. Nach Angaben des Betreibers ist eine NetZRückschaltung in einem Zeitraum von zwei Stunden möglich. Zur Versorgung des AKW Fessenheim stehen auch zusätzlich die Wasserkraftwerke Fessenheim oder Vogelgrün über einen Reservenetzanschluss zur Verfügung. Wie bei Mehrblockanlagen üblich sind Blockstützungsmaßnahmen zur elektrischen Energieversorgung zwischen beiden Blöcken des AKW Fessenheim vorgesehen.

4.3.1 Ausfall der externen Stromversorgung sowie des Eigenbedarfs

Infolge des Ausfalls der externen Stromversorgung sowie des Eigenbedarfs wird auslegungsgemäß automatisch die Schnellabschaltung des Reaktors (RESA) sowie der Start der beiden blockgebundenen Notstromdiesel zur Versorgung der sicherheitstechnisch erforderlichen Einrichtungen mit elektrischer Energie ausgelöst. Die Kapazität eines Notstromdiesels soll zur Versorgung mit elektrischer Energie für die zur Beherrschung des Ereignisses erforderlichen sicherheitsrelevanten Einrichtungen ausreichend sein. Der Start der Notstromdiesel erfolgt mit Hilfe der zur Verfügung stehenden Druckluft.

Die primärseitige Druckhaltung und die Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen sowie die beim Abfahren erforderliche Aufborierung werden über das notstromgesicherte Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem sichergestellt.

Sekundärseitig kommt es aufgrund des Ausfalls der nicht notstromgesicherten betrieblichen Dampferzeuger-Bespeisung zu einem Abfall des Füllstands der Dampferzeuger und in der Folge zum Start des Notspeisesystems. Die Wärmesenke wird in diesem Fall durch die Frischdampfabgabe über die Frischdampfabblaseventile an die Atmosphäre gebildet.

Langfristig erfolgt die Wärmeabführung bei diesem Ereignis durch das Nachkühlsystem, nachdem durch die sekundärseitige Abkühlung die entsprechenden Übernahmebedingungen im Primärkreislauf nach ca. 10 bis 12 Stunden druck- und temperaturseitig sichergestellt sind. Die Abfuhr der Nachwärme erfolgt im Weiteren über das Zwischenkühlwassersystem und das Nebenkühlwassersystem.

Der Redundanzgrad der Notstromversorgung im AKW Fessenheim ist nur einzelfehlerfest ($n+1$) ausgeführt. Eine gleichzeitige Instandhaltung ist, wie dies nach WENRA Ref.-Level E10.7 und /6/ gefordert wird, somit nicht zulässig.

Nach WENRA Ref.-Level E10.7 und /6/ ist eine ($n+2$) Ausführung der sicherheitstechnischen Einrichtungen erforderlich. Hiermit soll auch für den Fall einer Instandhaltungsmaßnahme an einer Redundanz im Anforderungsfall die Einzelfehlerfestigkeit ($n+1$) der entsprechenden Sicherheitseinrichtung sichergestellt sein. In einer nur ($n+1$) Auslegung sind erweiterte administrative Regelungen, wie z.B. zu zulässigen Reparaturzeiten, zu Prüfungen während des Betriebes usw. zur Sicherstellung der erforderlichen Redundanz im Anforderungsfall erforderlich.

4.3.2 Auslegungsüberschreitende Anlagenzustände

4.3.2.1 Langanhaltender Verlust der externen Stromversorgung sowie des Eigenbedarfs

Für diesen, die bisherige Auslegung überschreitenden Ereignisablauf wird eine Dauer des Verlusts der externen Stromversorgung von 15 Tagen angenommen.

Seitens des Betreibers werden bezüglich der Beherrschbarkeit folgende Angaben gemacht:

- auf dem Anlagengelände sollen Dieselvorräte für einen Betrieb der Notstromdiesel bis zu 3,5 Tagen vorhanden sein.
- zur weiteren Dieselpreistellung soll Vorsorge getroffen sein, durch die eine Diesellieferung kurzfristig gewährleisten sein soll.
- benötigte Schmierölvorräte sollen für ca. 3 Tage auf der Anlage vorhanden sein, Vorsorge zur Lieferung von Schmieröl soll getroffen sein.
- die Kühlwasserversorgung der Notstromdiesel soll, unter Berücksichtigung der Kühlwasserreserven über einen Zeitraum von mehr als 15 Tagen gesichert sein.

Wesentliche Voraussetzung für die Beherrschbarkeit dieses auslegungsüberschreitenden Ereignisses besteht insbesondere in der Gewährleistung eines zuverlässigen Langzeitbetriebs der Diesel. Hierzu sind Maßnahmen zur Instandhaltung, d.h. zeitweisen Abschaltung einer Dieselredundanz erforderlich und wohl auch vorgesehen. In diesem Zusammenhang hat die fehlende Redundanz, wie unter 4.3.1 beschrieben, aus sicherheitstechnischer Sicht negative Auswirkungen auf die Beherrschung des hier beschriebenen auslegungsüberschreitenden Anlagenzustandes.

4.3.2.2 Verlust der externen Stromversorgung und der Notstromversorgung eines Blocks

Bei diesem Ereignisablauf wird zusätzlich der Ausfall der Notstromversorgung eines Blocks unterstellt /20/.

Dies führt im Gegensatz zu dem in 4.3.1 beschriebenen auslegungsgemäßen Ablauf dazu, dass die notstromgesicherten Hochdruckeinspeisepumpen, die die Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen sowie die Aufborierung des Primärkreises sicherstellen, nicht zur Verfügung stehen. Durch den Ausfall der Hochdruckeinspeisepumpen kann es infolge des Versagens der Isolierung der Hauptkühlmittelpumpen zu einem primärseitigen Kühlmittelverlust kommen.

Infolge des Ausfalls der Notstromversorgung steht für die sekundärseitige Bespeisung der Dampferzeuger nur die frischdampfgetriebene Turboeinspeisepumpe zur Verfügung. Weiterhin stehen das Nachkühlsystem sowie die Nachkühlkette über den Zwischenkühlkreis und dem Nebenkühlwasser nicht zur Verfügung.

Es ist somit hier das Ziel der Maßnahmen, die Anlage in einem Zustand zu halten, bei dem die Frischdampferzeugung für den Betrieb der Turboeinspeisepumpe ausreicht und damit eine sekundärseitige Wärmeabfuhr gewährleistet bleibt.

Die elektrische Energieversorgung notwendiger Funktionen erfolgt bei diesem Ereignisablauf kurzzeitig durch die Batterien. Der Betreiber gibt für die Batterien eine Kapazität von 1 Stunde an. Eine Verlängerung der Batterielaufzeiten ist nach Angaben des Betreibers durch einen „Energiesparmodus“ möglich, vgl./8/, S. 5-17/49.

Um die erforderlichen Einrichtungen mit elektrischer Energie auch über die Batterielaufzeiten hinaus zu versorgen ist elektrischerseits der Betrieb des frischdampfgetriebenen Turbogenerators notwendig. Der Turbogenerator versorgt u. a. die Ansteuerung der Turboeinspeisepumpe und zwei von drei Frischdampfabblaseventilen. Darüber hinaus ermöglicht er den Betrieb der Drucktestpumpe, die eine primärseitige Hochdruckeinspeisung zur Aufrechterhaltung der Sperrwasserversorgung und zur Aufborierung des Primärkreislaufs erlaubt. Nach Angaben des Betreibers soll der Betrieb der Turboeinspeisepumpe und des Turbogenerators auch bei einem Verlust der Komponentenkühlung durch den Ausfall der gesamten Nachkühlkette über 24 Stunden möglich sein.

Ein Verlust der sekundärseitigen Kühlung droht, wenn die Reserven des Notspeisesystems und insbesondere die verfügbaren Reserven der Kühlwasservorratsbehälter zum Auffüllen des Notspeisebehälters erschöpft sind.

Über die zusätzliche Gasturbine kann elektrischerseits die Versorgung eines Stranges des Notstromsystems sichergestellt werden. Damit stehen die Funktionen des Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystems und des Nachkühlsystems in einem Strang zur Verfügung. Über die Hochdruckeinspeisepumpen des Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystems ist eine primärseitige Einspeisung aus dem Flutbehälter möglich, mit dem Nachkühlsystem ist über die Nachkühlkette eine längerfristige Kernkühlung gewährleistet.

Es ist jedoch von Bedeutung, dass sowohl die Kühlwasservorratsbehälter als auch die zusätzliche Gasturbine nicht für die Einwirkungen aus seismischen Einwirkungen qualifiziert sind. Falls also das Ereignis „Verlust der externen Stromversorgung und der Notstromversorgung eines Blocks“ seine Ursachen in einem Erdbeben hat, ist die Kernkühlung längerfristig nicht mehr gewährleistet.

Tritt das Ereignis bei einem Anlagenzustand mit geöffnetem Druckbehälter ein, ist eine Wärmeabgabe an die Sekundärseite nicht möglich. In diesem Fall erfolgt die Nachwärmeabfuhr über reine Verdampfungskühlung. Das Kühlmittel im Primärkreislauf wird durch eine passive Einspeisung von Inventaren aus dem BE-Becken ersetzt. Längerfristig soll eine Einspeisung über die Hochdruckeinspeisepumpe des Nachbarblocks oder durch elektrische Versorgung der Drucktestpumpe durch den Nachbarblock erfolgen.

4.3.2.3 Verlust der externen Stromversorgung und der Notstromversorgung in beiden Blöcken

Tritt das Ereignis „Verlust der externen Stromversorgung und der Notstromversorgung eines Blocks“ in beiden Blöcken ein, so ergeben sich zwei wesentliche Unterschiede zur Situation in einem Block:

- die verfügbaren Kühlmittelreserven für die sekundärseitige Wärmeabfuhr reduzieren sich, da beide Blöcke auf die Kühlmittelreserven aus den Kühlmittelvorratsbehältern zugreifen.
- die zur primärseitigen Einspeisung notwendige Drucktestpumpe ist nur einmal im AKW Fessenheim vorhanden, ihre Verfügbarkeit ist daher nur für einen Block gegeben.

Der Betreiber schätzt ab, dass ausgehend vom Leistungsbetrieb unter diesen Bedingungen circa 1 Tag Karenzzeit bis zur Kernfreilegung besteht. Ein ungünstigerer Fall läge bei nur teilweise geöffnetem Druckbehälter vor. In diesem Fall sei eine Einspeisung in den Primärkreis nicht möglich, eine Kernfreilegung drohe daher nach ca. 10 Stunden /8/, S. 5-20/49. Bei vollständig geöffnetem Druckbehälter und dem Verlust der Stromversorgung in beiden Blöcken sei noch eine passive Einspeisung aus dem BE-Becken zur Ergänzung des Primärinventars möglich, eine Kernfreilegung drohe nach einigen Stunden /8/, S. 5-21/49.

Schließlich hat EDF zusätzlich zum Verlust der externen Stromversorgung und der Notstromversorgung den Ausfall der zusätzlichen Gasturbine und des frischdampfgetriebenen Turbogenerators unterstellt. Weiterhin wird bei diesem Szenario der sofortige Verlust der Turboeinspeisepumpe angenommen. Nach Angaben des Betreibers führt dieses Szenario innerhalb weniger Stunden zur Kernfreilegung.

Der Betreiber sieht verschiedene Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage unter den Bedingungen dieses auslegungsüberschreitenden Anlagenzustandes vor:

- das Erstellen von Prozeduren zum Umgang mit dem Ereignis „Verlust der externen Stromversorgung und der Notstromversorgung eines Blocks“ für die Gesamtanlage. Verfügbarkeit der Turboeinspeisepumpe und des frischdampfgetriebenen Turbogenerators auch bei einem Ausfall der Komponentenkühlung über 24 Stunden.
- Anpassung von Prozeduren, um eine sekundärseitige Druckabsenkung auf ein Niveau zu begrenzen, bei dem die Versorgung der Turboeinspeisepumpe mit Frischdampf für die weitere Einspeisung ausreichend ist.
- Maßnahmen zur Sicherheit der Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen trotz Verlust der Kühlung und des Sperrwassers.
- Maßnahmen, um die Drucktestpumpe zur Bespeisung von beiden Blöcken einzusetzen.
- Installation einer zusätzlichen Pumpe, mit der insbesondere bei geöffnetem Druckbehälter der RDB aus dem Flutbehälter aufgefüllt werden kann.

Wegen der hohen sicherheitstechnischen Bedeutung dieses auslegungsüberschreitenden Ereignisablaufes und insbesondere als Reaktion auf die Erkenntnisse aus Fukushima verlangt die französische Behörde ASN die Umsetzung sicherheitstechnischer Maßnahmen:

- Sicherstellung der Autonomie bzw. einer angemessenen Versorgung der Anlage für 14 Tage, speziell unter Berücksichtigung der Randbedingungen nach Erdbeben oder Überflutung.
- Erstellen von Notfallprozeduren für auslegungsüberschreitende Szenarien.
- deutliche Stärkung der Autonomie der Batterien.

- Einführung eines sogenannten DUS-Diesels¹⁴ (sh. hierzu auch Bild 11, Anhang 1) und bis zur Einführung des DUS-Diesels Bereitstellung kleinerer Diesel.
- Unabhängigkeit des Betriebs der Notstromdiesel vom Druckluftsystem. So wird in /21/ S. 68 die Forderung nach Unabhängigkeit des zusätzlichen Backup-Diesels vom Druckluftsystem aufgestellt.

ASN stellt fest, dass das Auftreten von Cliff-Edge-Effekten bei offenem oder teilweise geöffnetem Primärkreislauf zu befürchten ist.

ASN stellt weiterhin fest, dass der Betreiber für das Ereignis „Verlust der externen Stromversorgung und der Notstromversorgung eines Blocks“ als Ursachen keine auslegungsüberschreitenden anlagenexternen Einwirkungen unterstellt hat, die zu kürzeren Versagenszeiten führen oder die Verfügbarkeit der zur Beherrschung dieses Ereignisses benötigten Einrichtungen gefährden könnten. Insgesamt resultiert damit die Forderung der ASN nach einem „Hardened Safety Core“ von Einrichtungen, die auch gegen auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen ausgelegt sein sollen (sh. Kapitel 3.3).

Der „Hardened Safety Core“ soll gegen schwerere übergreifende anlagenexterne Einwirkungen als bisher in der Anlagenauslegung unterstellt ausgelegt sein. Bei einer Einbindung des „Hardened Safety Core“ in die vorhandene Anlage (z.B. auf vorhandene Systeme zur Einspeisung, sh. auch Bild 11 in Anhang 1) wäre für die von der Einbindung betroffenen Einrichtungen der Anlage auch eine Qualifizierung für solche auslegungsüberschreitende Einwirkungen nachzuweisen.

¹⁴ Der Notfalldiesel DUS soll innerhalb von 1 Stunde einsetzbar sein und einen autarken Betrieb für 48 Stunden garantieren. Er soll die erforderliche Leistung zum Betrieb einer Notspeisewasserpumpe und einer Pumpe zur Einspeisung in den RDB bereitstellen. Weiterhin soll die Leistung ausreichend zur Versorgung der Gebäudeabschlussarmaturen sowie der Belüftung der Warte, des Hilfsanlagegebäudes und des BE-Lagerbeckengebäudes sein. Der DUS soll gegen Erdbeben und Überflutung ausgelegt sein. Bis zu dessen Installation sollen vorläufig kleinere Diesel vorgehalten werden, mit denen die Stromversorgung für Leittechnik und Beleuchtung gewährleistet werden kann.

In der Anlage Fessenheim ist eine zusätzliche Gasturbine installiert. Damit verfügt der Standort Fessenheim zwar über eine zur normalen Notstromversorgung diversitäre Notstromanlage. Diese ist jedoch nur einsträngig für beide Blöcke und damit nicht (n+1) redundant aufgebaut. Die zusätzliche Gasturbine ist nicht seismisch qualifiziert, und muß insofern im Erdbebenfall als ausgefallen betrachtet werden.

Daneben existiert die Möglichkeit, über die frischdampfgetriebenen Einrichtungen der Turboeinspeisepumpe und des Turbogenerators eine Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite aufrecht zu erhalten. Diese steht jedoch nicht bei allen Anlagenzuständen zur Verfügung. Auch weist der Betreiber keine zusätzlichen Notfallmaßnahmen aus, mit denen innerhalb der zur Verfügung stehenden Zeit eine ausreichende Stromversorgung wiederhergestellt werden kann. So ist beispielsweise keine unabhängige dritte Netzeinspeisung vorhanden.

4.3.3 Fazit elektrische Energieversorgung

WENRA Ref.-Level E10.7 fordert, dass das Einzelfehlerkriterium auch für den Fall von Instandhaltungsmaßnahmen zu gewährleisten sei. Diesbezüglich ist auch ein wesentlicher Unterschied der Anlage Fessenheim zu der in deutschen Anlagen realisierten Notstromversorgung hinsichtlich des Redundanzgrades festzustellen. Danach ist die Notstromversorgung in Fessenheim nur einzelfehlerfest (n+1) ausgeführt, in deutschen Anlagen weist die Notstromversorgung einen (n+2) Redundanzgrad auf.

Elektrischerseits wird das sekundärseitige Notspeisesystem durch ein von der Notstromversorgung unabhängiges frischdampfgetriebenes System ergänzt, so dass das Notspeisesystem hier einen Redundanzgrad von (n+2) aufweist. Das Notspeisesystem steht jedoch nicht bei allen Anlagenzuständen zur Verfügung.

Andere sicherheitstechnisch erforderliche Funktionen, z.B. das Zwischenkühlwassersystems, besitzt über die (n+1) redundante Notstromversorgung hinaus keine weitere Redundanz (sh. hierzu die Anmerkungen unter Kapitel 4.3.1).

Die Anlage Fessenheim verfügt nach /10/ nicht über einen dritten Netzanschluss. Eine Blockstützung auf verschiedenen Ebenen der elektrischen Stromversorgung ist realisiert, die bei einem Verlust der externen und internen elektrischen Energieversorgung in

einem der beiden Blöcke des Standorts Fessenheim eine ausreichende Versorgung des Nachbarblocks ermöglichen kann.

Der Betreiber gibt die nachgewiesenen Kapazitäten der Batterien mit 1 Stunde an. Damit sind diese Kapazitäten geringer als die für die deutschen Anlagen erforderlichen und geforderten Kapazitäten von mindestens 2 Stunden /16/. Insbesondere für Anlagenzustände mit geöffnetem Primärkreislauf, bei dem der dampfgetriebene Turbogenerator zur elektrischen Energieversorgung wichtiger Einrichtungen nicht zur Verfügung steht, ist damit die Verfügbarkeit wichtiger Einrichtungen bei einem Verlust der elektrischen Einrichtungen zeitlich stark begrenzt.

Zusammenfassende Aussagen:

- Mit Blick auf die Einrichtungen zur Notstromversorgung ist festzustellen, dass der Redundanzgrad der Notstromversorgung im AKW Fessenheim nur einzelfehlerfest (n+1) ist, nicht jedoch eine gleichzeitige Instandhaltung zulässt, wie dies nach WENRA Ref.-Level E10.7 und /6/ gefordert wird. Die aktuellen regelwerksseitigen Anforderungen hinsichtlich des erforderlichen Redundanzgrades sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen werden somit nicht erfüllt.
- Wichtige sicherheitsrelevante Einrichtungen sind nicht für seismische Einwirkungen qualifiziert. Im Lastfall Erdbeben muß ein Ausfall dieser Einrichtungen unterstellt werden.
- Maßnahmen zum Schutz gegen auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen für das AKW Fessenheim sollen erst Ende 2016 realisiert sein (/28/ - ECS – 6: Reinforcement of protection against flooding). Bis dahin muß unterstellt werden, dass die Anlage aus auslegungsüberschreitenden anlagenexternen Einwirkungen resultierende Lastfälle nicht beherrscht.

4.4 Wärmeabfuhr

Der Aufbau und die Funktionsweise der sekundär- sowie primärseitigen Maßnahmen und Einrichtungen zur Wärmeabfuhr sind umfassend in /8/ und /10/ beschrieben. An dieser Stelle wird deshalb nur auf wesentliche sicherheitstechnische Aspekte eingegangen.

Das AKW Fessenheim verfügt über ein gemeinsames Einlaufbauwerk für das Haupt- und Nebenkühlwasser beider Blöcke.

4.4.1 Wirksamkeit der Kühlung

4.4.1.1 Verlust der Kühlwasserversorgung für einen Block

Der Verlust der Kühlwasserversorgung führt zu einem Ausfall des Nebenkühlwassersystems, des Zwischenkühlwassersystems, des Nachkühlsystems, des BE-Beckenkühlsystems sowie des Containment-Sprühsystems.

Die Beherrschung dieses Ereignisses wird durch die sekundärseitige Wärmeabfuhr mit dem Notspeisesystem sichergestellt. Dabei stehen sowohl die Kühlmittelreserven des Notspeisesystems sowie die Reserven der Kühlwasservorratsbehälter zur Verfügung. Die Wärmeabfuhr erfolgt durch Frischdampfabgabe über die Frischdampfabblaseventile an die Atmosphäre.

Durch das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem werden dabei

- die Primärkreisintegrität durch Aufrechterhaltung der Sperrwasserversorgung und
- die primärseitige Kühlmittelergänzung und das Aufborieren des Primärkreislaufs bei einem Abfahren der Anlage

sichergestellt.

Der Betrieb einer Hochdruckeinspeisepumpe wird dabei aufgrund der Kühlung durch das Flutbehälterinventar als sichergestellt angesehen. Ziel ist ein Halten der Anlage bei einer Primärkreistemperatur von 180°C und einem Druck von ca. 27 bar, so dass der Betrieb des Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem dann nicht benötigt wird. Der Betreiber gibt an, dass der Betrieb der Turboeinspeisepumpe und des Turbogenerators bei Ausfall der Kühlung inklusive des Lüftungssystems für einen Zeitraum von bis zu 24 Stunden nachgewiesen und somit sichergestellt ist.

Tritt das Ereignis bei geöffnetem Primärkreislauf auf, wird die Wärmeabfuhr durch Verdampfungskühlung aus dem Primärkreislauf beziehungsweise dem Brennelement-Lagerbecken sichergestellt. Die Ergänzung des verdampften Kühlmittels erfolgt mit den Vorräten aus dem Flutbehälter. Die langfristige Integrität des Sicherheitsbehälters kann in diesem Fall durch die Möglichkeit der gefilterten Druckentlastung sichergestellt werden /8/, S. 5-31/49. Der Betreiber gibt für dieses Ereignis eine Karenzzeit von mehreren Tagen an.

4.4.1.2 Auslegungsüberschreitende Anlagenzustände

4.4.1.2.1 Verlust der Kühlwasserversorgung für beide Blöcke

Als ein Ereignisablauf mit auslegungsüberschreitenden Randbedingungen wird der gleichzeitige Verlust der Kühlwasserversorgung für beide Blöcke angenommen.

Gegenüber dem der Auslegung zu Grunde gelegten Ausfallszenarium ergeben sich hier Unterschiede zu den ausgewiesenen Karenzzeiten, da die zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr zur Verfügung stehenden Kühlmittelreserven aus den Kühlwasservorratsbehältern nun für beide Blöcke genutzt werden müssen. Der Betreiber weist für dieses Ereignis eine Karenzzeit von circa 1 Tag bei minimalem Wasserstand der Reserven der Kühlwasservorratsbehälter aus, realistisch sollen die vorhandenen Reserven jedoch für circa 2 Tage reichen.

Zur Stärkung der Robustheit der Anlage sieht der Betreiber die Erhöhung der festgelegten minimalen Wasserreserven in den Kühlwasservorratsbehältern vor, um die daraus resultierenden Karenzzeiten für die sekundärseitige Nachwärmeabfuhr zu vergrößern.

Wie aber vorher beschrieben sind die Kühlwasservorratsbehälter nicht gegen seismische Einwirkungen qualifiziert. Für den Fall, dass das hier angegebene Ereignis z.B. durch Erdbeben verursacht wird, ist ein Rückgriff auf die Reserven der Kühlwasservorratsbehälter nicht möglich. Die oben angegebenen Karenzzeiten sind für diesen hier besprochenen Fall unrealistisch.

Im 6. Bericht im Rahmen der Nuklearen Sicherheitskonvention berichtet die französische Seite über in 2012 realisierte Maßnahmen zur langzeitigen Sicherstellung der Restwärmeabfuhr für den Fall eines Verlustes der Wärmesenke in /24/ sowie in /26/. Detaillierte Informationen hierzu wurden nicht mitgeteilt, jedoch wurde auf Fragen im Zusammenhang mit dem 6. Bericht zur Safety Convention von der französischen Seite ausgeführt /26/:

„In addition, the stress-tests have confirmed the robustness of the existing means to cope with the combination of a loss of UHS and a loss of electrical power supplies. Nevertheless, in order to improve the autonomy of the plant in such extreme conditions, it has been decided to implement, as part of new "hardened safety core" SSC:

- an additional water source and make-up systems, to allow feeding of the steam generators, RCS injection and spent fuel pools water make-up;
- a new ultimate emergency diesel.”

An anderer Stelle wird auf entsprechende Fragen ausgeführt /26/:

„Regarding the implementation of emergency measures for long term removal of the residual heat in the event of loss of the heat sink, the implementation of new source of water (mainly pumping in aquifers, or new storage tanks) leads to a diversification of the heat sink which ensures the long term feeding of the steam generators with a new diversified EFWS and the removal of the residual power in this situation.“

Inwiefern die beschriebenen Möglichkeiten vollständig in der Anlage Fessenheim umgesetzt sind ist aus den verfügbaren Unterlagen nicht ableitbar. Aus den Darlegungen wird weiterhin nicht klar, ob es sich hier um Nachrüstungen im Bereich der Störfallbeherrschung oder um Erweiterung des anlageninternen Notfallschutzes handelt.

4.4.1.2.2 Überlagerung der Ereignisse „Ausfall der Kühlwasserversorgung“ und „Ausfall der externen Stromversorgung und der Notstromversorgung“

Es wird eine Überlagerung des Ausfalls der Kühlwasserversorgung mit einem Ausfall der externen und internen elektrischen Energieversorgung der Anlage angenommen. Nach Darstellung des Betreibers ergeben sich dabei keine zusätzlichen Implikationen gegenüber dem in 4.3.2.2 beschriebenen Ereignisablauf.

Als zusätzliche Randbedingung bei einem erdbebenbedingten Auftreten dieses Szenarios wird die Nichtverfügbarkeit der zusätzlichen Gasturbine angegeben, was einem vollständigen Verlust der Energieversorgung entspricht. Auch bei einer externen Überflutung in Überlagerung mit dem hier betrachteten Szenario werden keine zusätzlich zu berücksichtigenden Aspekte gesehen. Diese Aussage wäre jedoch noch vor dem Hintergrund eines noch zu definierenden, auslegungsüberschreitenden Hochwassers, gegen das die entsprechenden Einrichtungen auszulegen wären, zu verifizieren.

Seitens ASN wird eingeräumt, dass keine der in Betrieb befindlichen Anlagen über eine alternative Wärmesenke verfügt. Nach den Ereignissen in Cruas und Fessenheim im Jahr 2009, bei denen es zu einer Verstopfung der Kühlwassereinlaufbauwerke gekommen war, hatte ASN bereits die Überprüfung aller Nebenkühlwassersysteme der französischen Kernkraftwerke angeordnet. Auch hier sind lt. /28/ und /31/ Maßnahmen zur Einrichtung einer unabhängigen Wärmesenke vorgesehen. Die verfügbaren Unterlagen erlauben jedoch keine belastbare Aussage hinsichtlich ihrer Realisierung.

Nach Angaben von ASN sind die französischen Anlagen bei einem Verlust der Hauptwärmesenke in einem Block für eine Autonomie von mindestens 100 Stunden ausgelegt, siehe /21/, S. 79.

In der Anlage Fessenheim soll die Beherrschung eines Ausfalls der Kühlwasserversorgung für einen Block mithilfe des Notspeisesystems und einer primärseitigen Einspeisung über das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem für einen begrenzten Zeitraum möglich sein. Die Karenzzeiten schätzt der Betreiber anhand der vorhandenen Kühlmittelreserven mit mehreren Tagen ab. Jedoch sei der Betrieb des Notspeisesystems bei einem Ausfall der Komponentenkühlung nur für einen Zeitraum von 24 Stunden nachgewiesen. Für den Erdbebenfall muß mit dem Versagen nicht entsprechend qualifizierter Einrichtungen gerechnet werden, was die Karenzzeiten weiter verringern wird.

Zur Erhöhung der Robustheit der Anlagen gegenüber Szenarien mit einem Verlust der Kühlwasserversorgung fordert ASN die Einführung eines „Hardened Safety Core“ von Einrichtungen, vergleiche Kapitel 3.3.

Für die Nachkühlkette (Zwischenkühlwassersystem und Nebenkühlwassersystem), welche zur Komponentenkühlung sowie zur Kühlung der Anlage im Stillstandsbetrieb erforderlich ist, steht nach den vorliegenden Unterlagen keine diversitäre Wärmesenke zur Verfügung.

4.4.2 Brennelement-Lagerbecken

Jeder Block der Anlage Fessenheim verfügt über ein Brennelement-Lagerbecken außerhalb des Reaktorgebäudes (Bild 9). Die Lagerbeckengebäude sind seismisch qualifiziert /8/. Der Transport abgebrannter Brennelemente erfolgt über einen Transferkanal aus dem Reaktorgebäude in das Lagerbeckengebäude.

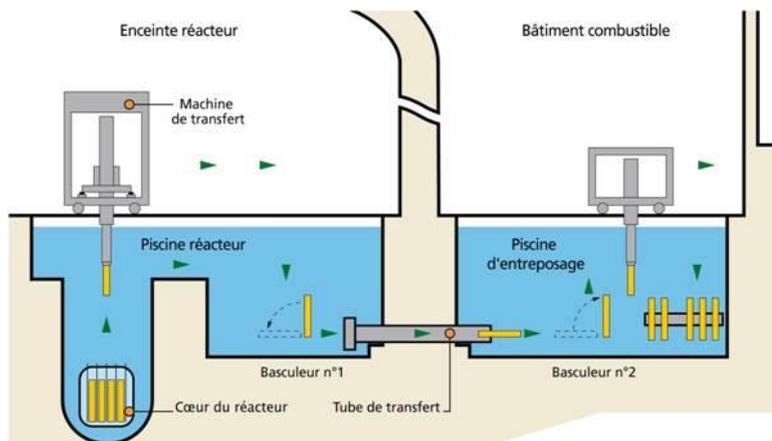


Bild 9: Prinzipschema Transport abgebrannter Brennelemente (Quelle: EdF¹⁵)

Im Normalbetrieb ist das Brennelement-Lagerbecken bis zu einer Höhe von 19,50 m gefüllt. Der im Normalbetrieb minimal zulässige Füllstand beträgt 19,30 m liegt.

Die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens erfolgt durch das zweisträngig ausgeführte Beckenkühlsystem. Die Kühlkette setzt sich im Weiteren aus dem Zwischenkühlwassersystem und dem Nebenkühlwassersystem zusammen. Das Beckenkühlsystem ist für seismische Einwirkungen qualifiziert und notstromgesichert.

¹⁵ <http://alsace.edf.com/investir/operation-de-dechargement-de-combustible-a-fessenheim/>

Die Ansaugleitung des Beckenkühlsystems sowie die Becken-Entleerungsleitung werden oberhalb des minimal zulässigen Füllstandes von 19,30 m aus dem Becken geführt. Nach der Darstellung des Betreibers in /8/ (S. 5-37/49) ist Vorsorge gegen ein Auslaufen des Brennelement-Lagerbeckens durch einen Saughebeeffect getroffen.

Auslegungsgemäß wird für die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens ein Ausfall der externen elektrischen Energieversorgung unterstellt. Analysiert wurden auch der Ausfall der externen Stromversorgung und der Notstromversorgung in einem Block. Bei den betrachteten Fällen soll Vorsorge gegen eine Freilegung von abgebrannten Brennelementen im Brennelement-Lagerbecken getroffen sein.

Hohe Bedeutung kommt den Maßnahmen zur Gewährleistung der Beckenintegrität, u.a. bei Einwirkungen von außen, sowie dem Erhalt des Wasserinventars im Becken (Vermeidung von Wasserverlusten infolge von Lecks angrenzender Rohrleitungen) zu.

ASN fordert in diesem Zusammenhang die Umsetzung von Maßnahmen zur Stärkung der Robustheit der Anlagen im Rahmen der Einführung eines „Hardened Safety Core“ (vergleiche Kapitel 3.3).

Forderungen seitens ASN sind:

- Analyse von Auswirkungen auslegungsüberschreitender Einwirkungen von außen auf die Integrität des Brennelement-Lagerbeckens und der daran anschließenden Systemen.
- Untersuchung der Gefährdung der Brennelement-Lagerbeckenintegrität durch einen Behälterabsturz sowie Ableitung von Maßnahmen zum Umgang mit einem derartigen Ereignis¹⁶.
- Maßnahmen zur Begrenzung von Wasserverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken bei einem Versagen des Transferkanals wegen der geringen seismischen Margen.

¹⁶ In /24/ wird berichtet, dass Analysen zum Ergebnis führten, dass ein Transportbehälterabsturz keine Gefährdung der Behälterintegrität nach sich ziehen soll.

- Maßnahmen zur Reduzierung des Eintritts von Ereignissen, die zu einem lang andauernden Siedezustand des Brennelement-Lagerbeckens führen.
- Sicherstellung der Robustheit der Lagerbecken für den Fall eines langanhaltenden Verlustes der Brennelement-Lagerbeckenkühlung.
- Analyse der Notwendigkeit von Notfallmaßnahmen wie Installation passiver autokatalytischer Rekombinatoren im Brennelement-Lagerbeckengebäude.

Mit der zweisträngigen Brennelement-Lagerbeckenkühlung wird das WENRA Ref.-Level E10.7 nicht eingehalten. WENRA Ref.-Level E10.7 fordert, dass das Einzelfehlerkriterium auch für den Fall von Instandhaltungsmaßnahmen zu gewährleisten sei.

Im Fall der Brennelement-Lagerbeckenkühlung hat die Nichteinhaltung von WENRA-Ref.-Level E10.7 keine sicherheitstechnisch gravierenden Auswirkungen, da die fehlende Redundanz durch die Zeit, die bis zu einer kritischen Aufwärmung des Kühlmittels im Falle des kompletten Ausfalls der Brennelement-Lagerbeckenkühlung vergehen würde, kompensiert werden könnte. Der zuletzt beschriebene Sachverhalt ist auch Gegenstand der Regelungen in den Kapiteln 4 und 5 der Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /16/.

4.4.3 Fazit Wärmeabfuhr

- Sekundärseitige Wärmeabfuhr

Die Anlage Fessenheim verfügt zur Gewährleistung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr über ein betriebliches System zur Dampferzeuger-Bespeisung sowie ein Notspeisesystem. Das Notspeisesystem besteht aus drei Redundanzen, von denen eine Redundanz unabhängig von der Notstromversorgung ist. Alle Notspeisepumpen eines Blocks der Anlage Fessenheim greifen auf einen einzigen Vorratsbehälter, den Notspeisebehälter zurück und sind dadurch miteinander vermascht.

Die noch in Betrieb befindlichen deutschen Druckwasserreaktoren im Bereich der sekundärseitigen Wärmeabfuhr über ein betriebliches System zur Dampferzeuger-Bespeisung, ein betriebliches, zweisträngiges An- und Abfahrssystem und ein viersträngiges Notspeisesystem. Die Redundanzen des Notspeisesystems greifen auf strangzugeordnete Notspeisebehälter zu. Die einzelnen Notspeiseteilsysteme sind vollständig räumlich

voneinander getrennt und in einem eigenen verbunkerten Gebäude gegen Einwirkungen von außen geschützt. Im Rahmen der anlageninternen Notfallmaßnahmen ist unter Nutzung einer mobilen Pumpe eine Prozedur zur sekundärseitigen Druckentlastung und Be- speisung der Dampferzeuger vorgesehen.

Die Abhängigkeit der wichtigen Sicherheitsfunktion der sekundärseitigen Wärmeabfuhr von jeweils nur einem Vorratsbehälter pro Block im AKW Fessenheim wird als eine sicherheitstechnisch besonders relevante Schwachstelle angesehen.

– Primärseitige Druckentlastung und Einspeisung

Für die primärseitige Druckabsenkung durch Druckhaltersprühen, die Sperrwasserver- sorgung der Hauptkühlmittelpumpen, die Aufborierung des Primärkreises und ggf. die Kühlmittelergänzung bei Kühlmittelverluststörfällen mit Anlagenzuständen bei hohem Druck im Primärkreis verfügt die Anlage Fessenheim nur über das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem mit drei Hochdruckeinspeisepumpen pro Block. Alle Hoch- druckeinspeisepumpen eines Blocks der Anlage Fessenheim greifen auf einen einzigen Vorratsbehälter, den Flutbehälter zurück und sind dadurch vermascht. Für beide Blöcke gemeinsam ist eine nachgelagerte Drucktestpumpe vorhanden.

Demgegenüber verfügen die noch in Betrieb befindlichen deutschen Druckwasserreak- toren im Bereich der primärseitigen Wärmeabfuhr über ein betriebliches Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem sowie ein als Sicherheitssystem ausgelegtes vier- strängiges Zusatzboriersystem. Zur Kühlmittelergänzung bei Leckstörfällen stehen die Sicherheitseinpeisepumpen des viersträngigen Not- und Nachkühlsystems zur Verfü- gung.

Die Abhängigkeit der wichtigen Sicherheitsfunktionen der primärseitigen Kühlmitteler- gänzung von jeweils nur einem Vorratsbehälter pro Block im AKW Fessenheim wird als eine sicherheitstechnisch besonders relevante Schwachstelle angesehen.

– Zusammenfassende Aussagen:

- Zur Beherrschung des Ereignisses „Verlust der Kühlwasserversorgung eines Blockes“ wird Kredit von den Kühlwasserreserven genommen, die nicht seis- misch qualifiziert sind.

- Hinsichtlich der Beherrschung des Ereignisses „Verlust der Kühlwasserversorgung eines Blockes“ in Kombination mit einem Verlust der Stromversorgung wird für dessen langfristige Beherrschung die Verfügbarkeit von Einrichtungen kreditiert, deren Komponentenkühlung für längere Zeiträume nicht sichergestellt ist.
- Für die Nachkühlkette (Zwischenkühlwassersystem und Nebenkühlwassersystem) steht bisher keine diversitäre Wärmesenke, wie z.B. durch WENRA Ref.-Level F4.7 und in /32/ gefordert, zur Verfügung.
- Für die Dampferzeuger-Bespeisung steht pro Block im störfallbedingten Anforderungsfall nur jeweils ein Vorratsbehälter zur Verfügung. Nach WENRA Ref.-Level E10.7, /6/ und /32/ ist jedoch für sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen eine vollständige Unabhängigkeit gefordert, dies ist hier nicht gewährleistet.
- Die sicherheitsrelevanten Einrichtungen zur primärseitigen langfristigen Wärmeabfuhr sind zweisträngig (n+1) ausgeführt. Nach WENRA Ref.-Level E10.7, /6/ und /32/ ist eine (n+2) Ausführung gefordert.
- Alle primärseitigen Hochdruckeinspeisepumpen eines Blocks des AKW Fessenheim greifen auf einen einzigen Vorratsbehälter (Flutbehälter) zu. Nach WENRA Ref.-Level E10.7, /6/ und /32/ ist jedoch für sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen eine vollständige Unabhängigkeit gefordert, dies ist hier nicht gewährleistet.

5 Zusammenfassende Bewertung sicherheitsrelevanter Schwachstellen

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen ist das grundlegende Sicherheitskonzept für die Auslegung von AKW. Dies bedeutet, dass Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen sind, die auf einer ersten Sicherheitsebene das Eintreten von Störungen und Störfällen vermeiden, auf einer zweiten Sicherheitsebene eintretende Störungen beherrschen und das Eintreten von Störfällen vermeiden, auf einer dritten Sicherheitsebene Störfälle beherrschen. Störfälle können durch interne Ursachen wie alterungsbedingte Materialfehler, Fehlverhalten des Personals, auslegungsbedingte Ursachen usw., aber auch durch übergreifende interne oder externe Einwirkungen wie Überflutung, Erdbeben usw. ausgelöst werden.

Auf einer vierten Sicherheitsebene sollen die Auswirkungen nicht beherrschter Störfälle der dritten Sicherheitsebene begrenzt werden. Im Einzelnen sollen schwere Kernschäden durch präventive Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vermieden sowie bei Unfällen mit schweren Kernschäden die Freisetzungen radioaktiver Stoffe durch mitigative Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in die Umgebung so weit wie möglich begrenzt werden.

Die Maßnahmen und Einrichtungen einer Sicherheitsebene sollen dabei soweit wie möglich unabhängig von den Maßnahmen und Einrichtungen anderer Sicherheitsebenen sein.

Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Maßnahmen und Einrichtungen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen soll auch im Falle übergreifender anlageninterner interner oder anlagenexterner Einwirkungen gewährleistet bleiben.

Insbesondere für die Maßnahmen und Einrichtungen der dritten Sicherheitsebene existieren umfangreiche Auslegungsgrundsätze, die eine hohe Wirksamkeit und Zuverlässigkeit dieser Systeme gewährleisten sollen. Diese umfassen u. a. Anforderungen an Redundanz und Diversität sowie der Entmaschung und räumlichen Trennung redundanter Teilsysteme.

Das AKW Fessenheim ist auf der Grundlage zu Anfang der 1970-er Jahre geltenden sicherheitstechnischen Grundsätze ausgelegt worden. Hierzu ist insbesondere das damals grundlegende Defence-in-Depth Konzept mit drei Sicherheitsebenen zu zählen. Insbesondere im Ergebnis von Unfällen in AKW (TMI, Tschernobyl, Fukushima) haben sich Erfordernisse bezüglich deutlich erhöhter Sicherheitsanforderungen an AKW ergeben. Diese betreffen neben der allgemeinen Stärkung der ersten drei Sicherheitsebenen des Defence-in-Depth Konzepts in allererster Linie den Schutz sicherheitsrelevanter Einrichtungen gegen übergreifende, auch auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen, die Einführung von Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung nicht auslegungsgemäß beherrschbarer Störfälle sowie von Maßnahmen und Einrichtungen zur Begrenzung der Folgen von Kernschmelzunfällen.

Unter Maßgabe dieser Sicherheitsanforderungen, die auch in den WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors /1/ ihren Niederschlag gefunden haben, ergeben sich für das AKW Fessenheim die folgenden Feststellungen:

- Anforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik an das Sicherheitskonzept von AKW, wie z.B. durch die WENRA Ref.-Level angegeben oder durch die als Referenz für den EPR geltenden "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear pressurized water plant units" /6/, werden für eine Reihe sicherheitstechnisch wesentlicher Sachverhalte nicht erfüllt. Dies betrifft z.B. die erforderliche Zahl und Unabhängigkeit von Redundanzen bei den Sicherheitseinrichtungen und die umfassende Berücksichtigung anlagenexterner Einwirkungen einschließlich Analyse der Konsequenzen auslegungsüberschreitender anlagenexterner Einwirkungen. Die Erfüllung dieser Anforderungen ist unumgänglich hinsichtlich des in Kapitel 2 und in Verbindung mit Fußnote 1) angegebenen Ziels, unzulässige radiologische Auswirkungen praktisch auszuschließen.
- Abweichungen des AKW Fessenheim zu 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/, 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 gefordert.
- 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 nur 1 Stunde. Nach /32/ werden längere Entladezeiten der Batterien gefordert, auch nach WENRA Ref.-Level F4.18 ergeben sich längere Entladezeiten.
- Für die Nachkühlkette (Zwischenkühlwassersystem und Nebenkühlwassersystem) steht bisher keine diversitäre Wärmesenke zur Verfügung. Nach den Anforderungen in WENRA Ref.-Level F4.7 sollen in einem angemessenen Umfang diversitäre Einrichtungen zur Nachwärmabfuhr zur Verfügung stehen. In /32/ ist eine diversitäre Wärmesenke explizit gefordert.
- Das AKW Fessenheim verfügt über einen bedingten Grundschatz 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.

- Aussagen zur Widerstandsfähigkeit der Deichanlagen gegen seismische Einwirkungen sollen noch in 2015 vorliegen. Durch die Anordnung der sicherheitsrelevanten Einrichtungen am Standort Fessenheim auf einem Niveau weit unterhalb des Rheinseitenkanals besteht eine potenzielle Überflutungsgefahr für das gesamte Anlagengelände.
- 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 des AKW Fessenheim gegen Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz auf probabilistischen Grundlagen. Inwiefern die Annahmen hinsichtlich des Risikos eines Flugzeugabsturzes 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.

Schlußfolgerungen:

- Sicherheitsrelevante Einrichtungen, die zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen 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 eines Notstandssystems wahrnehmen. Dabei ist sicherzustellen, dass die Funktionen des „Hardened Safety Core“ im Sinne der 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.
- Ganz generell gilt aber auch, dass konzeptionelle Sicherheitsnachteile eines veralteten Sicherheitsdesigns, wozu das AKW Fessenheim gehört, nur begrenzt durch Nachrüstungen ausgeglichen werden können /34/.

6 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/ Safety of new NPP designs, Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group, October 2012, RHWG (Reactor Harmonization Working Group)
- /3/ External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants SAFETY GUIDE No. NS-G-1.5, IAEA Vienna 2003
- /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/ UK EPR-0002-016 Issue 04 (PRE-CONSTRUCTION SAFETY REPORT, Sub-Chapter 1.4 – Compliance with regulations), AREVA NP & EDF SA 2012
- /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/ RSK-Stellungnahme 11. – 14.05.2011 (437. RSK-Sitzung) Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)

- /13/ Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums, GRS-189, 2002

- /14/ 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

- /15/ IAEA, Safety Evaluation for Nuclear Installations, Safety Requirements N° NS-R-3, 2003

- /16/ Bekanntmachung der Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke 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)

- /17/ Renforcement 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/ Stevenson; J.D.: Summary and Comparison of current U.S. Regulatory Standards and foreign Standards, Nuclear Engineering and Design (1984) 145-160

- /20/ CSNI Report 148, Specialist Meeting on filtered Containment Venting Systems, Paris May 1988
- /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/ Bernard Guesdon: LWR activities in France, IAEA 16th Meeting of the Technical Working Group on Advanced Technologies for LWRs, Vienna 26-28 July 2011
- /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/ LARGE & ASSOCIATES: VULNERABILITY OF FRENCH NUCLEAR POWER PLANTS TO AIRCRAFT CRASH, REPORT REF NO R3205-A1 (GREENPEACE FRANCE), 27.02.2012

- /31/ Post Fukushima assessment and follow up French National Action Plan, ENSREG 22.04.2015
- /32/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2)
- /33/ 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%20CNF%202014%20D.pdf)
- /34/ Wolfgang Renneberg: Risiken alter Kernkraftwerke, Bonn, Juni 2010
- /35/ Third ten-yearly periodic safety review of Fessenheim NPP reactor n°2: ASN instructs EDF to carry out works, ASN, 14/05/2013
- /36/ OPERATIONAL SAFETY OF NUCLEAR INSTALLATIONS; FRANCE, OSART MISSION FESSENHEIM NUCLEAR POWER PLANT, 9 – 27 March 1992, IAEA-NENS/OSART/92/58
- /37/ AKW Fessenheim, Kritik der Bestimmung der Erdbebengefährdung, RÉSONANCE Ingénieurs-Conseils SA, NT-277-2-DE/MK/CL
- /38/ Critical Review of the EU Stress Test performed on Nuclear Power Plants, Study commissioned by Greenpeace, Wien, Hannover, May 2012
- /39/ Protection des installations nucléaires contre les chutes d'avions, ANS, 09/02/2015
- /40/ Methodology for coping with accidents of external and internal origin in PWR power stations, EUR 10782 EN, August 1984

**Anhang 1: 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.

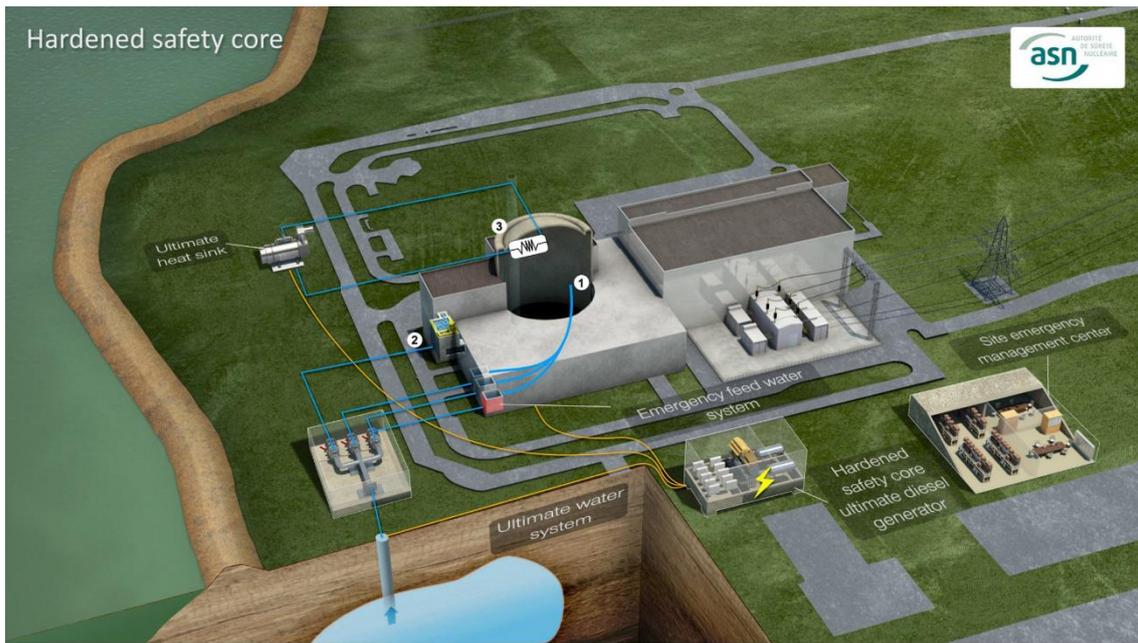
The implementation of the hardened safety core requires that existing SSC that have safety functions under specific conditions are checked regarding these conditions (reactor containment, PARs...), spent fuel pool structural integrity (under extreme hazard and induced effects such as heavy load drop).

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 10: Überblick über das "hardened safety core" /27/



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

January 2014

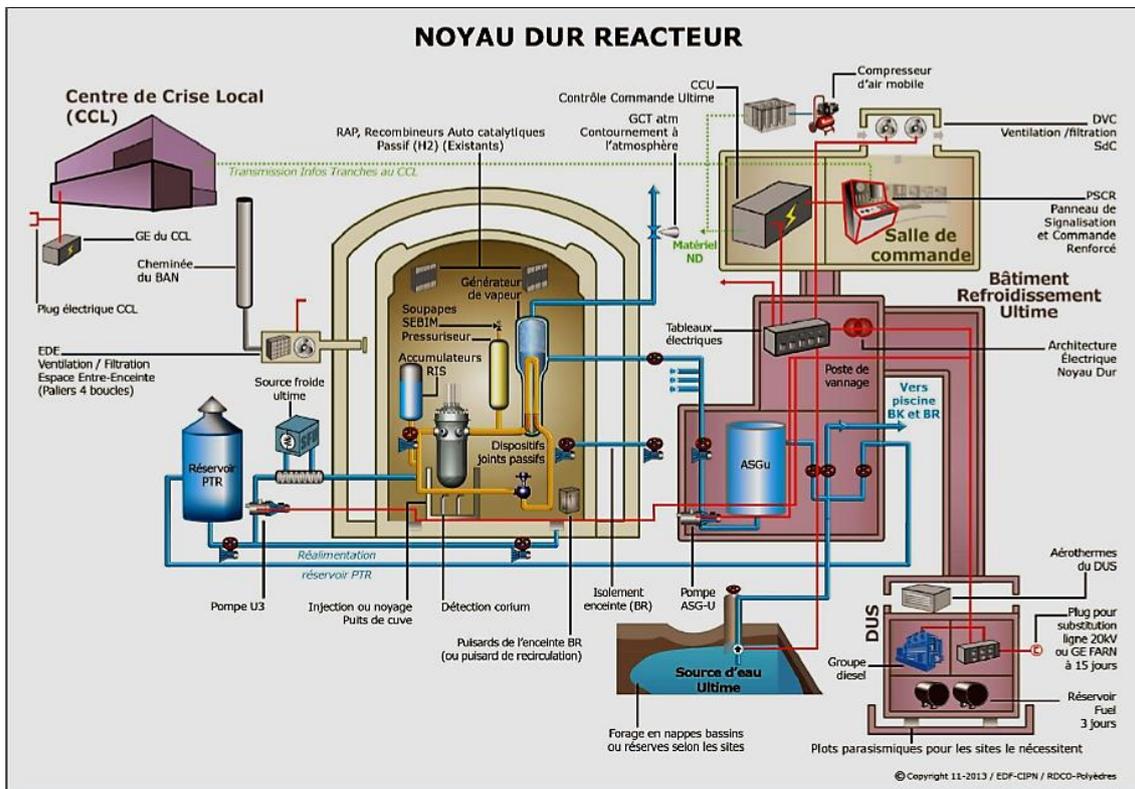


Bild 11: Überblick über die Einbindung in eine AKW Anlage /27/