

## Sicherheitsdefizite des AKW Cattenom

Im Auftrag der Bundesländer  
Rheinland-Pfalz und Saarland

Darmstadt, März  
2018

Der Bericht gibt die Auffassung  
und Meinung des Auftrag-  
nehmers wieder und muss nicht  
mit der Meinung des Auftrag-  
gebers übereinstimmen.

### **Autorinnen und Autoren**

Dr. Christoph Pistner  
Michael Sailer  
Christian Küppers  
Simone Mohr  
Öko-Institut e.V.

Unter Mitarbeit von:  
Prof. Dr.-Ing. habil. Manfred Mertins

### **Geschäftsstelle Freiburg**

Postfach 17 71  
79017 Freiburg

#### **Hausadresse**

Merzhauser Straße 173  
79100 Freiburg  
Telefon +49 761 45295-0

### **Büro Berlin**

Schicklerstraße 5-7  
10179 Berlin  
Telefon +49 30 405085-0

### **Büro Darmstadt**

Rheinstraße 95  
64295 Darmstadt  
Telefon +49 6151 8191-0

[info@oeko.de](mailto:info@oeko.de)  
[www.oeko.de](http://www.oeko.de)



# Inhaltsverzeichnis

<b>Abbildungsverzeichnis</b>	<b>5</b>
<b>Tabellenverzeichnis</b>	<b>6</b>
<b>1. Einleitung</b>	<b>7</b>
<b>2. Schwere Unfälle und das Risiko der Atomkraftwerke</b>	<b>9</b>
2.1. Nachzerfallswärme und Kernschmelze	9
2.2. Gestaffeltes Sicherheitskonzept und das Sicherheitssystem	10
2.3. Brennelement-Lagerbecken	12
2.4. Radiologische Folgen eines Unfalls	13
2.5. Auswirkungen eines schweren Unfalls in einem französischen Atomkraftwerk	14
2.6. Fazit	16
<b>3. Grundlegende Informationen zum AKW Cattenom</b>	<b>17</b>
<b>3.1. Wesentliche sicherheitstechnisch relevante Einrichtungen des AKW Cattenom</b>	<b>17</b>
3.1.1. Verfahrenstechnische Einrichtungen	18
3.1.2. Elektrotechnische Einrichtungen	20
3.1.3. Brennelement-Lagerbecken	21
3.1.4. Anlageninterne Notfallmaßnahmen	23
<b>3.2. Reaktion auf das Ereignis in Fukushima</b>	<b>23</b>
3.2.1. Stresstestbericht des Betreibers EDF	24
3.2.2. Auflagen der ASN auf Basis des EU-Stresstests	26
3.2.3. Stand der Umsetzung	28
<b>3.3. Periodische Sicherheitsüberprüfungen</b>	<b>30</b>
<b>4. Grundsätze zur Ermittlung der relevanten Bewertungsmaßstäbe</b>	<b>33</b>
<b>5. Einwirkungen von außen (EVA)</b>	<b>44</b>
<b>5.1. Naturbedingte EVA – Spezifische Anforderungen Erdbeben</b>	<b>45</b>
5.1.1. Bewertungsmaßstab	45
5.1.2. Sachstand	48
5.1.3. Bewertung	52
<b>5.2. Naturbedingte EVA – Übergeordnete Anforderungen</b>	<b>54</b>
5.2.1. Bewertungsmaßstab	54
5.2.2. Sachstand	56
5.2.3. Bewertung	60

<b>5.3.</b>	<b>Unfallbedingter Flugzeugabsturz</b>	<b>62</b>
5.3.1.	Bewertungsmaßstab	62
5.3.2.	Sachstand	65
5.3.3.	Bewertung	65
<b>5.4.</b>	<b>Angriffe durch Innentäter und gezielter Flugzeugabsturz</b>	<b>66</b>
5.4.1.	Bewertungsmaßstab	66
5.4.2.	Sachstand	70
5.4.3.	Bewertung	71
<b>6.</b>	<b>Sicherheitsebene 3</b>	<b>74</b>
<b>6.1.</b>	<b>Ausfälle aus gemeinsamer Ursache, Diversität von Sicherheitsfunktionen</b>	<b>74</b>
6.1.1.	Bewertungsmaßstab	74
6.1.2.	Sachstand	77
6.1.3.	Bewertung	78
<b>6.2.</b>	<b>Redundanzgrad und Einzelfehler</b>	<b>79</b>
6.2.1.	Bewertungsmaßstab	79
6.2.2.	Sachstand	81
6.2.3.	Bewertung	83
<b>6.3.</b>	<b>Unabhängigkeit und Entmaschung</b>	<b>84</b>
6.3.1.	Bewertungsmaßstab	84
6.3.2.	Sachstand	87
6.3.3.	Bewertung	87
<b>7.</b>	<b>Sicherheitsebene 4</b>	<b>89</b>
<b>7.1.</b>	<b>Sicherheitsebene 4a - Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen</b>	<b>92</b>
7.1.1.	Bewertungsmaßstab	92
7.1.2.	Sachstand	93
7.1.3.	Bewertung	97
<b>7.2.</b>	<b>Sicherheitsebene 4b - Unfälle mit schweren Brennelementschäden</b>	<b>99</b>
7.2.1.	Bewertungsmaßstab	99
7.2.2.	Sachstand	100
7.2.3.	Bewertung	103
<b>8.</b>	<b>Zusammenfassung</b>	<b>105</b>
	<b>Literaturverzeichnis</b>	<b>114</b>

## Abbildungsverzeichnis

Abbildung 3-1:	Wesentliche verfahrenstechnische Einrichtungen des AKW Cattenom	18
Abbildung 3-2:	Wesentliche elektrotechnische Einrichtungen des AKW Cattenom	20
Abbildung 3-3:	Lagerbecken und Lagerbeckenkühlsystem PTR	22
Abbildung 5-1:	Erdbebenspektren zur Auslegung des EPR	47
Abbildung 5-2:	Last-Zeit-Funktionen für verschiedene Flugzeugtypen	62
Abbildung 5-3:	Last-Zeit Funktionen EPR	64
Abbildung 5-4:	Konzept der Ableitung von Maßnahmen zum Schutz gegen SEWD	67
Abbildung 7-1:	Übersicht über Anlagenzustände und Ereignisse im gestaffelten Sicherheitskonzept	90
Abbildung 7-2:	Zusammenwirken des „Hardened Safety Core“ mit der „FARN“	92

## Tabellenverzeichnis

Tabelle 3-1:	Ausgewählte geplante Maßnahmen der EDF gemäß EU-Stresstestbericht	25
--------------	---	----

## 1. Einleitung

Das Ministerium für Umwelt, Energie, Ernährung und Forsten Rheinland-Pfalz (MUEEF) hat gemeinsam mit dem Ministerium für Umwelt und Verbraucherschutz Saarland (MUV) ein Rechtsgutachten durch eine französische Anwaltskanzlei erstellen lassen, um mögliche Rechtsmittel gegen die Fortsetzung des Betriebs des Atomkraftwerks Cattenom (AKW Cattenom) zu prüfen (Darcet-Felgen & Canton 2017). Zentrale Aussage des Rechtsgutachtens der französischen Anwaltskanzlei ist die Darlegung, dass ein fundierter Antrag an die zuständigen französischen Stellen zu richten wäre, der auf konkrete gravierende Sicherheitsdefizite beim AKW Cattenom hinweist und die französische Seite zum Handeln auffordert. Dieser Antrag soll mit entsprechenden belegbaren Aussagen begründet werden.

Das MUEEF und das MUV haben das Öko-Institut e. V. mit einer Analyse zur Ermittlung und Darstellung von Sicherheitsdefiziten auf Grundlage des aktuellen technischen Status des AKW Cattenom beauftragt.

Gegenstand der Arbeiten ist:

- Eine Ermittlung der relevanten Bewertungsmaßstäbe.
- Eine Ermittlung und Darstellung der sich auf dieser Basis ergebenden Defizite (getrennt nach Sicherheitsebenen, mit einem inhaltlichen Fokus auf die Sicherheitsebenen 3 und 4), soweit sich diese aus derzeit bekannten Unterlagen herleiten lassen.

Für die Ermittlung der relevanten Bewertungsmaßstäbe ist Herr Prof. Dr.-Ing. habil. Manfred Mertins als Sachverständiger im Unterauftrag eingebunden.

Ziel ist es, solche Defizite zu identifizieren, die alleine oder in der Summe schwerwiegende Risiken für die Menschen und die Umwelt zur Folge haben können.

Der mögliche Betrachtungsumfang und die Detaillierung der vorzunehmenden Bewertungen sind begrenzt durch den vorgegebenen Zeitrahmen sowie die Aussagekraft der verfügbaren Unterlagen für das hier beschriebene Untersuchungsziel. Die hier vorgenommene Analyse fokussiert daher auf Eigenschaften der Anlage, die von hoher sicherheitstechnischer Bedeutung sind. Eine vollständige und umfassende Sicherheitsanalyse unter Berücksichtigung von weiteren Aspekten wie z. B. einer umfassenden Auswertung der bisherigen Betriebserfahrung der Anlage Cattenom oder einer Bewertung der durch den Betreiber der Anlage Électricité de France (EDF) zu gewährleistenden hohen Sicherheitskultur sowie der Einrichtung und Umsetzung eines integrierten Managementsystems mit einer klaren Priorisierung auf die Sicherheit der Anlage ist daher nicht Gegenstand der folgenden Untersuchung, vgl. zu dieser Problematik bspw. (Lheureux & Leclerc 2017).

Zunächst erfolgt in Kap. 2 eine Darstellung der möglichen Folgen schwerer Unfälle in Atomkraftwerken. Schwere Unfälle haben katastrophale gesundheitliche, soziale, ökologische und wirtschaftliche Folgen. Es wird begründet, dass technische Defizite in der Umsetzung des heute gültigen gestaffelten Sicherheitskonzepts die Wahrscheinlichkeit für schwere Unfälle erhöhen und damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt führen.

In Kap. 3 erfolgt dann zunächst eine übergeordnete Darstellung der wesentlichen sicherheitstechnisch wichtigen Systeme, Strukturen und Komponenten der Anlage Cattenom, soweit sie für die weitere Untersuchung benötigt werden. Weiterhin wird hier auf die wesentlichen Erkenntnisse aus dem Europäischen Stresstest nach Fukushima und die daraus für die Anlage Cattenom abgeleiteten Untersuchungsprogramme bzw. Nachrüstungsmaßnahmen eingegangen. Daneben werden auch

die aus der kontinuierlichen Überprüfung der Anlage im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen gewonnenen Erkenntnisse und abgeleiteten Nachrüstungen skizziert.

Grundlage für die Herleitung und Einstufung von Sicherheitsdefiziten des AKW Cattenom ist eine Bestimmung der zugrunde zu legenden Bewertungsmaßstäbe. Hierzu werden in Kap. 4 zunächst die der Ableitung der Bewertungsmaßstäbe zugrunde gelegten wesentlichen internationalen und nationalen Regelwerke eingeführt. Die spezifisch herangezogenen Bewertungsmaßstäbe sind dann zur besseren Übersichtlichkeit in den folgenden Kapiteln jeweils den einem spezifischen Themenbereich zugeordneten SachstandsDarstellungen und Bewertungen vorangestellt.

In den daran anschließenden Kapiteln werden gegliedert nach den Themenbereichen Einwirkungen von außen (Kap. 5), Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (Kap. 6) sowie der Sicherheitsebene 4 (Kap. 7) jeweils zu wesentlichen Aspekten gehörige Bewertungsmaßstäbe dargestellt. Des Weiteren wird jeweils ein Sachstand zum aktuellen Anlagenzustand der Anlage Cattenom erhoben, soweit nicht bereits in Kap. 3 enthalten. Dieser basiert auf den Unterlagen, die vom Anlagenbetreiber und der zuständigen Aufsichtsbehörde erstellt wurden und öffentlich zugänglich sind. Darauf aufbauend werden die bereits in anderen Untersuchungen identifizierten sicherheitstechnischen Schwachstellen der Anlage an diesem Sachstand gespiegelt. Auf dieser Basis erfolgt daran anschließend jeweils eine Bewertung dieses Sachverhalts anhand der abgeleiteten Bewertungsmaßstäbe.

In Kap. 8 erfolgt eine Zusammenfassung der wesentlichen, zum heutigen Zeitpunkt in der Anlage Cattenom vorhandenen Sicherheitsdefizite und ihrer Zuordnung zu den Sicherheitsebenen im gestaffelten Sicherheitskonzept, soweit diese auf Basis der vorhandenen Unterlagen vorgenommen werden kann.



## 2. Schwere Unfälle und das Risiko der Atomkraftwerke

In einem Atomkraftwerk (AKW) werden große Mengen Energie freigesetzt. Auch nach der Abschaltung eines Reaktors entsteht noch für lange Zeit die Nachwärme aus dem Zerfall der radioaktiven Stoffe. Bei einem Verlust der Kühlung droht eine massive Freisetzung von Radioaktivität. Ein zentraler Baustein für die Reaktorsicherheit sind verschiedene Barrieren, die die radioaktiven Stoffe im Atomkraftwerk einschließen sollen. In der Betriebspraxis kommt es aber auch zu Störungen oder Störfällen, die die Barrieren beeinträchtigen oder aufheben können. Sicherheitssysteme zielen daher darauf ab, die Funktion der Barrieren bei allen denkbaren Ereignissen aufrechtzuerhalten. Dabei wird in Frankreich ebenso wie weltweit ein gestaffeltes Sicherheitskonzept angewendet, mit dem Stör- und Unfälle beherrscht bzw. ausgeschlossen werden sollen. Versagen die Sicherheitssysteme, drohen schwere Unfälle mit weitreichenden Folgen für Mensch und Umwelt. Die Darstellung zu den Risiken der AKW in diesem Kapitel basiert sofern nicht anders angegeben auf der Darstellung in (Neles & Pistner 2012).

### 2.1. Nachzerfallswärme und Kernschmelze

Beim Betrieb eines AKW entstehen im Brennstoff große Mengen radioaktiver Stoffe. Ziel der Reaktorsicherheit ist es, eine Freisetzung dieser Stoffe in die Umgebung zu verhindern. Eine wesentliche Voraussetzung dafür ist, dass der Reaktor kontinuierlich gekühlt wird.

Auch wenn der Reaktor abgeschaltet ist, wird beim radioaktiven Zerfall der entstandenen Spaltprodukte die sogenannte Nachzerfallswärme erzeugt. Für eine Anlage mit einer thermischen Reaktorleistung von z. B. 3.000 Megawatt, fällt unmittelbar nach dem Abschalten noch eine thermische Leistung von rund 210 Megawatt, nach einer Stunde noch 30 Megawatt und auch zehn Tage später noch über sechs Megawatt Wärmeleistung an. Bei einer Leistung von sechs Megawatt, also noch zehn Tage nach Abschaltung, entspräche dies beispielsweise 3.000 elektrischen Heizlüftern mit je zwei Kilowatt Leistung, die in einem Raum mit 20 Quadratmeter Grundfläche aufgestellt würden. Durch diese Wärmemengen werden zu diesem Zeitpunkt noch etwa acht Tonnen Wasser pro Stunde verdampft, dies ist unbedingt erforderlich, um die anfallende Nachzerfallsleistung abzuführen.

Die Kühlmittelmengen, die man dazu braucht, müssen kontinuierlich in den Reaktorkern befördert werden. Wird die Kühlung unterbrochen, verdampft das Kühlmittel im Reaktorkern und es kommt zur Kernschmelze. Durch die im Brennstoff freigesetzte Nachzerfallsleistung heizt sich dabei der Reaktorkern auf. Bei etwa 1.000 Grad Celsius brechen die Brennstabhüllrohre auf, ab ca. 2.500 Grad Celsius schmilzt der Brennstoff selbst. Wird die Kühlung direkt nach Abschaltung des Reaktors aus dem Leistungsbetrieb unterbrochen, so kann es innerhalb von wenigen Stunden zu einer Kernfreilegung kommen, die Kernschmelze erfolgt dann in weniger als einer Stunde. War der Reaktor bereits für längere Zeit abgestellt, so kann dieser Prozess sich auch über viele Stunden hinziehen.

Dabei kann es zu einer Reihe chemischer und physikalischer Phänomene kommen, vgl. hierzu auch (IRSN 2015a).

Zunächst kann das Metall der Brennstabhüllrohre bei Temperaturen oberhalb von etwa 1.000 Grad Celsius mit dem Wasserdampf im Reaktordruckbehälter reagieren und ihm den Sauerstoff entziehen. Dabei wird zusätzlich Wärme frei. Zurück bleibt Wasserstoff, der bei hohen Konzentrationen explodieren kann. So kam es beim Unfall im japanischen Fukushima Dai-ichi in mehreren Reaktorblöcken zu massiven Wasserstoffexplosionen.

Während der Kernschmelze kann sich immer noch Kühlmittel im unteren Teil des Reaktordruckbehälters befinden. Fallen Teile des geschmolzenen Kerns in dieses Kühlmittel, kann es spontan verdampfen. Eine solche Dampfexplosion kann den Reaktordruckbehälter und sogar den umgebenden Sicherheitseinschluss (Containment) zerstören. Das Containment ist die zentrale Sicherheitseinrichtung, mit der bei Störfällen letztlich eine Freisetzung der Radioaktivität in die Umwelt verhindert werden soll, siehe Kap. 3.1.

Auch wenn es nicht zu einer Dampfexplosion kommt, würde der geschmolzene Kern sich am Boden des Reaktordruckbehälters ansammeln und diesen in kurzer Zeit durchschmelzen. Danach würde die Kernschmelze in das Containment freigesetzt. Geschieht dies, während noch ein hoher Druck im Reaktordruckbehälter herrscht, kann in der Folge durch einen schnellen Temperatur- und Druckanstieg auch das Containment zerstört werden.

Daher ist es ein wichtiges Ziel, vor einem Versagen des Reaktordruckbehälters den hohen Druck im primären Kühlkreislauf auf niedrigere Werte abzusenken. Dadurch kann die Wahrscheinlichkeit für ein sehr kurzfristiges Versagen des Containments reduziert werden. Im Containment kommt die Kernschmelze in Kontakt mit dem Beton des Fundaments. Durch die hohen Temperaturen wird der Beton zersetzt, verschiedene Gase entstehen und führen zu einem langandauernden Druckanstieg. Auch der Temperaturanstieg durch die dauerhaft anfallende Nachzerfallsleistung führt zu einem weiteren Druckaufbau. Langfristig ist das Containment nicht in der Lage, einen geschmolzenen Kern unter diesen Bedingungen sicher einzuschließen.

Um eine solche Kernschmelze zu verhindern, sind im AKW nach Stand von Wissenschaft und Technik umfangreiche Maßnahmen vorzusehen, die das Eintreten derartiger Ereignisse verhindern oder die Auswirkungen beherrschen sollen.

## 2.2. Gestaffeltes Sicherheitskonzept und das Sicherheitssystem

Der Normalbetrieb eines AKW stellt eine erste Sicherheitsebene dar. Hohe Qualitätsanforderungen an Auslegung, Fertigung, Bau und Betrieb sollen schon auf dieser ersten Sicherheitsebene einen reibungslosen Betrieb garantieren. Auch bei hoher Qualität der Betriebssysteme kann der Normalbetrieb jedoch gestört werden, etwa weil Pumpen ausfallen, Ventile fehlerhaft öffnen oder schließen oder an Rohrleitungen ein Leck entsteht. Zum Umgang mit solchen Störungen existiert eine zweite Sicherheitsebene, die auch als anomaler Betrieb bezeichnet wird. Tritt beispielsweise in einer Rohrleitung ein Leck auf, kann dieses Leck unter Umständen abgesperrt werden, indem man Ventile schließt. Da solche Störungen in der Betriebszeit eines Reaktors zu erwarten sind, zählt diese zweite Sicherheitsebene noch zum bestimmungsgemäßen Betrieb einer Anlage.

Ist die Störung jedoch so gravierend, dass die Anlage aus Sicherheitsgründen nicht weiter betrieben werden kann, spricht man von einem Störfall. Für Störfälle existiert eine dritte Sicherheitsebene, mit der diese Ereignisse sicher beherrscht werden sollen. Der Betreiber einer Anlage muss nachweisen, dass er solche Störfälle entweder durch Vorsorgemaßnahmen ausschließen oder sie durch das Sicherheitssystem beherrschen kann.

Das Sicherheitssystem muss verschiedene Sicherheitsfunktionen wie die dauerhafte Kühlung des Brennstoffs gewährleisten, ansonsten werden Barrieren zerstört und Radioaktivität kann in die Umwelt gelangen. Dabei muss das Sicherheitssystem unabhängig von den betrieblichen Systemen des Reaktors funktionieren, da die betrieblichen Systeme in Ausführung und Qualitätssicherung nicht den erforderlichen Ansprüchen genügen. Alle Teile des Sicherheitssystems unterliegen besonders hohen Ansprüchen an die Qualität bei Herstellung, bei Betrieb und bei der permanenten Überprüfung. Die Einrichtungen des Sicherheitssystems, wie beispielsweise Notkühlpumpen oder

Sicherheitsventile, müssen zuverlässig und langfristig funktionieren, ebenso wie die Überwachung und Steuerung dieser Einrichtungen. Dafür benötigen sie auch Hilfsstoffe und Betriebsmittel – beispielsweise Kraftstoffe und elektrische Energie, die mit der für das Sicherheitssystem erforderlichen Zuverlässigkeit zur Verfügung stehen müssen.

So verbraucht ein AKW selbst beispielsweise kontinuierlich Strom. Während des Betriebs versorgt es sich selbst mit der benötigten Energie. Nach dem Abschalten des Reaktors muss die Energie jedoch von außen kommen, dies erfolgt zunächst über das externe Stromnetz. Wird der Reaktor jedoch auch vom externen Stromnetz getrennt, tritt ein sogenannter Notstromfall ein. Dann muss das Notstromsystem mit Hilfe von Dieselgeneratoren die Energie für die erforderliche Sicherheitstechnik erzeugen. Bis die Notstromdiesel gestartet werden können und wieder Strom zur Verfügung steht, vergeht Zeit. So lange liefern Batterien den wichtigen Systemen weiter Energie. Diese Batterien haben aber nur eine begrenzte Kapazität, sie versorgen daher nur die unmittelbar benötigten Funktionen wie die Steuerungs- und Leittechnik sowie einige wichtige Armaturen, die zum Öffnen oder Schließen von Rohrleitungen notwendig sind. Um große Verbraucher wie die Notkühlpumpen mit der notwendigen Energie zu beliefern, müssen immer die Notstromdiesel gestartet werden. Fällt die elektrische Energieversorgung vollständig aus, wie dies bei dem Unfall in Fukushima Dai-ichi in mehreren der Reaktorblöcke der Fall war, kann die Kühlung eines Reaktors nicht länger aufrechterhalten werden und es kommt zur Kernschmelze.

Schließlich sind weitere Hilfsfunktionen erforderlich, damit das Sicherheitssystem funktionieren kann. So fällt beim Betrieb von Pumpen oder elektrotechnischen Einrichtungen Wärme an. Damit die Systeme nicht durch Überhitzung ausfallen, muss die Wärme über Kühlsysteme und Lüftungseinrichtungen abgeführt werden.

Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 umfassten die Ereignisse, für die die AKW ursprünglich ausgelegt worden sind. Das bedeutet, die damals zuständigen Sicherheitsexperten waren davon überzeugt, dass mit diesen Vorkehrungen schwere Unfälle sicher ausgeschlossen wären. Weitere Maßnahmen wurden daher in der Auslegung bis Ende der 1970er Jahre nicht als notwendig angesehen, vgl. auch die Darstellung in (WENRA 2013).

Diese Haltung änderte sich nach den Unfällen in dem US-amerikanischen Reaktor Three Mile Island und dem ukrainischen Reaktor in Tschernobyl. Am 28. März 1978 kam es im amerikanischen Atomkraftwerk Three Mile Island zu einer partiellen Kernschmelze. Massive radiologische Freisetzungen in die Umwelt konnten bei diesem Unfall jedoch noch vermieden werden. Am 26. April 1986 kam es dann im Block 4 des Atomkraftwerks Tschernobyl in der Ukraine zum bis dahin schwersten Unfall in der Geschichte der zivilen Kerntechnik. Der Reaktor wurde durch einen unkontrollierten Anstieg der Reaktorleistung zerstört. Bei den anschließenden Bränden des im Reaktor verwendeten Graphits gelangte ein großer Anteil des radioaktiven Inventars weiträumig in die Umwelt.

Das gestaffelte Sicherheitskonzept wurde in der Folge erweitert. So wurden einerseits die Anforderungen an das Sicherheitssystem verschärft. Insbesondere grundsätzliche Anforderungen an die Diversität, die Redundanz, die Unabhängigkeit und Entmaschung sowie an die bauliche und räumliche Trennung von allen Teilen des Sicherheitssystems wurden eingeführt bzw. verschärft. Unter Diversität wird dabei verstanden, dass dieselbe sicherheitstechnische Funktion durch Einrichtungen gewährleistet wird, die technisch oder physikalisch unterschiedlich ausgelegt sind. Redundanz bedeutet hier, dass mehr Einrichtungen vorhanden sind, als zur Erfüllung einer Systemfunktion erforderlich sind, vgl. ausführlicher Kap. 6.

Darüber hinaus wurde das Sicherheitskonzept um weitere Maßnahmen, sogenannte anlageninterne Notfallmaßnahmen, auf einer vierten Sicherheitsebene ergänzt, vgl. Kap. 7. Diese sollen grei-

fen, wenn Ereignisse eintreten, für die eine Anlage nicht mehr ausgelegt ist, wie beispielsweise wenn bei einem Störfall die Sicherheitssysteme versagen, die ihn eigentlich beherrschen sollten. Erstes Ziel dieser Maßnahmen ist es, die Kernkühlung wiederherzustellen, bevor es zu schweren Kernschäden kommt. Gelingt dies nicht, soll durch weitere Maßnahmen die Freisetzung von Radioaktivität aus dem Containment in die Umwelt so gering wie möglich gehalten werden. Diese Maßnahmen wurden als zusätzliche Maßnahmen eingeführt, sie können und dürfen nicht dazu herangezogen werden, existierende Defizite im Bereich des zentral wichtigen Sicherheitssystems zu kompensieren.

Fast genau 25 Jahre nach dem Unfall in Tschernobyl, am 11. März 2011, ereignete sich vor der japanischen Ostküste ein starkes Erdbeben und löste einen schweren Tsunami aus. Viele küstennahe Kraftwerksstandorte in Japan waren von diesem Ereignis betroffen. In der Anlage Fukushima Dai-ichi fielen die Stromversorgung und die Nachkühlung aus. Dadurch kam es in drei Reaktorblöcken zu Kernschmelzen und erhebliche Mengen radioaktiver Stoffe wurden freigesetzt. Das Ereignis wurde ebenso wie der Unfall in Tschernobyl in die höchste Stufe 7: „katastrophaler Unfall“ der Bewertungsskala der Internationalen Atomenergieorganisation eingeordnet.

Mit dem Unfall im japanischen Fukushima wurde insbesondere die Bedeutung anlagenexterner Einwirkungen, wie z. B. Erdbeben, Überflutungen oder Flugzeugabsturz für die AKW-Sicherheit nochmals eindrücklich demonstriert. So muss die Sicherheit eines AKW auch für den Fall anlagenexterner Einwirkungen gewährleistet sein. Dabei ist sowohl auf der Sicherheitsebene 3 bereits im Rahmen der Auslegung als auch bei den ehemals als auslegungsüberschreitend angesehenen Einwirkungen die Sicherheit der Anlage zu gewährleisten, vgl. Kap. 5.

Weiterhin wurde auch die Bedeutung der zusätzlichen vierten Sicherheitsebene erneut bestätigt und die internationalen Regelwerke wurden diesbezüglich weiter verschärft, vgl. bspw. (WENRA 2014b). Damit gehören heute auch die Einrichtungen der vierten Sicherheitsebene zu den für den Betrieb eines AKW erforderlichen Einrichtungen.

Trotz aller getroffenen Vorkehrungen bei der Auslegung, dem Bau und dem Betrieb von Atomkraftwerken stellt jedoch auch die französische Aufsichtsbehörde selbst in (ASN 2017c) fest, dass schwere Unfälle niemals ausgeschlossen werden können:

*“L’accident de la centrale nucléaire de Fukushima-Daiichi confirme que, malgré les précautions prises pour la conception, la construction et le fonctionnement des installations nucléaires, un accident ne peut jamais être exclu, ...”*

### 2.3. Brennelement-Lagerbecken

Nach einem Einsatz von typischerweise drei bis fünf Jahren werden die abgebrannten Brennelemente aus dem Reaktorkern entnommen und zur weiteren Lagerung in Brennelement-Lagerbecken überführt. Die abgebrannten Brennelemente weisen ein besonders hohes Inventar der mittel- und langlebigen radioaktiven Spalt- und Aktivierungsprodukte auf. Daher muss auch die Freisetzung dieses Inventars mit besonders hoher Sicherheit ausgeschlossen werden.

Bei den Brennelement-Lagerbecken handelt es sich im Wesentlichen um große Wasserbecken. Das Wasser dient einerseits zur Kühlung der Brennelemente, andererseits zur Abschirmung der von den abgebrannten Brennelementen ausgehenden hohen radioaktiven Strahlungsleistung.

Auch nach der Entladung in das Brennelement-Lagerbecken müssen die Brennelemente noch weiterhin gekühlt werden, sonst kommt es zu einer Verdampfung des Wasserinventars im Lagerbecken mit einer anschließenden Freilegung der Brennelemente. Bis zu einer weitgehenden

Verdampfung der Wasservorräte im Lagerbecken würden allerdings typischerweise viele Tage vergehen. Bei einem Wasserverlust aus dem Lagerbecken, beispielsweise in Folge einer massiven mechanischen Einwirkung durch ein (auslegungsüberschreitendes) Erdbeben oder einen Flugzeugabsturz, kann es jedoch auch sehr kurzfristig zu einer Freilegung der Brennelemente kommen.

Sind die abgebrannten Brennelemente nicht mehr von Wasser bedeckt und gekühlt, so kann es ähnlich wie im Reaktorkern sehr schnell zu einer Aufheizung der Brennelemente, einer Entzündung der Brennstabhüllrohre (Zirkoniumbrand) bis hin zu schweren Brennstoffschäden kommen. Auch in diesem Fall ist mit einer massiven Freisetzung von radioaktiven Stoffen zu rechnen, vgl. bspw. (NAS 2006).

## 2.4. Radiologische Folgen eines Unfalls

Nach einer Kernschmelze (bzw. bei Schäden an den Brennelementen im Lagerbecken) können radioaktive Stoffe in großer Menge in die Umgebung gelangen. Die Edelgase Krypton und Xenon entweichen beim Schmelzen praktisch vollständig aus dem Brennstoff, Jod- und Cäsiumisotope zu einem großen Teil. Können sie nicht im Containment zurückgehalten werden, würden die radioaktiven Stoffe zunächst über die Luft in der Umgebung verbreitet werden und sich im Laufe der Zeit am Boden ablagern.

Gelangen größere Mengen radioaktiver Stoffe durch einen Unfall in die Umwelt, müssen die Behörden möglicherweise Gebiete evakuieren und Menschen umsiedeln, oder landwirtschaftliche Flächen sind nur noch eingeschränkt zu nutzen. Auf einer fünften Sicherheitsebene werden darum Maßnahmen vorbereitet, die diesen staatlichen Katastrophenschutz unterstützen.

In (Löffler et al. 2012) wurden mögliche radioaktive Freisetzungen (Quellterm) bei einem Unfall in einem Atomkraftwerk abgeschätzt und darauf basierend betrachtet, in welchen Entfernungen von der Anlagen Maßnahmen des Katastrophenschutzes (so insbesondere Jodblockade und temporäre oder permanente Umsiedlungen) erforderlich werden können. Die Quellterme wurden dabei als bestmögliche Abschätzungen und nicht als pessimistische Grenzbetrachtungen bestimmt, grundsätzlich wären daher auch noch größere Folgen denkbar. Auch wenn bei der Bestimmung der betroffenen Gebiete die für Deutschland gültigen Eingreifrichtwerte zugrunde gelegt wurden, sind die Größenordnungen der potenziell betroffenen Gebiete uneingeschränkt auch auf französische Anlagen übertragbar.

Eine Jodblockade kann demnach in Abständen von deutlich über 100 km von der Anlage entfernt notwendig werden, eine Evakuierung bis in Entfernungen von ca. 80 km, die temporäre oder permanente Umsiedlung in Entfernungen von bis zu 100 km, die betroffene Fläche kann sich auf mehrere hundert Quadratkilometer belaufen, vgl. (Löffler et al. 2012, Tab. 4-21). Weitere Maßnahmen, wie die Notwendigkeit landwirtschaftliche Produkte zu vernichten, können auch in noch wesentlich größeren Abständen von einer Anlage bzw. auf wesentlich größeren Flächen erforderlich werden.

Dies ist besonders auch für grenznahe AKW relevant, da bei diesen mehrere Staaten von den Auswirkungen eines schweren Unfalls betroffen sein können. So wären bei einem schweren Unfall im AKW Cattenom neben Frankreich und Luxemburg auch Deutschland und hier vor allem die Bundesländer Saarland und Rheinland-Pfalz betroffen.

Die französische Aufsichtsbehörde Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) und ihre Gutachterorganisation Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) stellen in (ASN 2017c) ausgehend von den Erfahrungen nach dem Unfall im japanischen Fukushima fest, dass ein schwerer Unfall in

Europa die Mobilisierung der gesamten Kapazitäten der Behörde erfordern würde, ein Unfall in Frankreich selbst sie vor massive personelle und materielle Schwierigkeiten stellen würde:

*„L’ASN et l’IRSN ont ainsi conclu qu’un accident nucléaire en Europe, plus proche, conduirait à une mobilisation entière de leurs ressources pour répondre aux besoins des autorités françaises et qu’un accident en France soulèverait des réelles difficultés en termes de ressources humaines et matérielles.“*

Mit Blick auf die internationale Zusammenarbeit bei grenzüberschreitenden Auswirkungen schwerer Unfälle in Europa konstatiert die Aufsichtsbehörde ASN in (ASN 2017c), dass hier weiterhin Schwierigkeiten bestehen, die europäischen Behörden zwar Bemühungen zur Verbesserung ihrer Organisation unternommen haben, jedoch noch einige weitere Jahre erforderlich sind, bevor belastbare Ergebnisse erreicht werden können:

*„Cet accident a mis en évidence les difficultés que rencontreraient l’ASN, l’IRSN, mais aussi leurs homologues européens, pour gérer un accident d’ampleur en Europe. ... Bien que les autorités aient d’ores et déjà entrepris des travaux d’amélioration de leurs organisations, plusieurs années seront encore nécessaires pour aboutir à des résultats concrets.“*

## 2.5. Auswirkungen eines schweren Unfalls in einem französischen Atomkraftwerk

Der französische Rechnungshof (Cour des Comptes) stellt zu den Risiken der Kernenergie in (Cour des Comptes 2012) fest, dass zur Bewertung eines Risikos gewöhnlich zwei Faktoren multipliziert werden, die Wahrscheinlichkeit des Eintretens eines Unfalls und die Schwere der Folgen. Dieser Ansatz erweist sich im Kernenergiebereich als nicht anwendbar, denn auch wenn die berechneten Wahrscheinlichkeiten für einen Unfall sehr gering sind, muss doch festgestellt werden, dass die Beispiele Three Mile Island, Tschernobyl und Fukushima zeigen, dass das Risiko besteht und dass die Folgen schwerwiegend sein können:

*„L’appréciation d’un risque découle usuellement de la multiplication de deux facteurs: la probabilité de survenance de l’accident, et la gravité de ses conséquences. Dans le domaine nucléaire, cette approche se révèle inapplicable car l’ensemble des mesures de sûreté vise à obtenir une probabilité de survenance d’un accident grave très proche de zéro. Ainsi, la probabilité d’un accident entraînant un rejet radioactif important dans l’atmosphère serait-elle de l’ordre de  $10^{-6}$  par réacteur et par an pour les réacteurs actuellement en service, et pourrait atteindre  $10^{-8}$  pour la génération de type EPR. Mais, aussi faibles que soient les probabilités d’accident calculées, force est de constater que les risques demeurent, les exemples de Three Mile Island, Tchernobyl ou Fukushima le montrent et leurs conséquences peuvent être considérables.“*

Bezüglich der vom Cour des Comptes genannten Eintrittswahrscheinlichkeiten wird zudem explizit darauf hingewiesen, dass diese nur die Wahrscheinlichkeit von Austritten aufgrund von innerbetrieblichem Versagen berücksichtigen. Menschliches Versagen oder Angriffe von außen sind dabei nicht berücksichtigt.

Hinsichtlich der möglichen Auswirkungen eines schweren Unfalls stellt der Cour des Comptes weiterhin fest, dass solche Unfälle nicht versicherbar sind, da im Schadensfall wegen des Schadensausmaßes Schadensersatzzahlungen zu leisten wären, die die Kapazitäten des Versicherungsmarktes überschreiten:

*„De plus, l’ampleur des dégâts entraînerait des dédommagements dont les montants dépasseraient les capacités du marché de l’assurance.“*

Auch stellt der Cour des Comptes fest, dass die Folgen eines schweren Atomunfalls potentiell viel größer wären als die Folgen, die aufgrund eines schweren Unfalls in anderen Stromerzeugungsin-  
dustrien, entstünden:

*“Cependant, les conséquences résultant d’un accident nucléaire majeur seraient potentiellement beaucoup plus graves que celles résultant d’accidents majeurs dans les autres filières énergétiques.”*

Hinsichtlich der Übernahme dieser Kosten stellt der Cour des Comptes fest, dass gemäß der verschiedenen eintretenden Mechanismen im Falle einer schweren nuklearen Katastrophe der Staat dazu aufgerufen wäre, einen bedeutenden Teil der Schulden abzudecken, die aufgrund seiner Haftungspflicht vom Inhaber zu tragen gewesen wären:

*“On observe ainsi qu’en cas de catastrophe nucléaire majeure, par les différents mécanismes en jeu, l’Etat serait appelé à couvrir une part importante des dommages qu’aurait dû supporter le producteur au titre de sa responsabilité civile.”*

Im Weiteren zitiert der Cour des Comptes eine Analyse der französischen Gutachterorganisation IRSN zu den Kosten eines begrenzten Unfalls in einem französischen Atomkraftwerk.

Genauere Angaben der IRSN zu den Kosten schwerer Unfälle in Frankreich wurden mit (Pascucci-Cahen & Patrick 2012) veröffentlicht. Dabei werden neben den direkten Kosten durch die radiologischen Auswirkungen eines Unfalls in einem französischen Atomkraftwerk der 900 MW Baureihe auch die Kostenbeiträge durch Imageverluste, Auswirkungen auf die Stromversorgung und die Verluste durch große kontaminierte Landflächen mit betrachtet. In der Untersuchung werden zwei Unfallarten unterschieden.

Zum einen werden Unfälle mit Kernschmelze betrachtet, bei denen es zwar zu einer Freisetzung von Radioaktivität kommt, diese erfolgt jedoch kontrolliert, d. h. über Anlagen bzw. Systeme mit einer Notfiltermöglichkeit, es handelt sich daher um schwere, jedoch nicht massive Unfälle. Dafür kommt die Untersuchung zum Schluss, dass die Folgekosten eines derartigen repräsentativen Unfalls sich auf eine Größenordnung von 120 Mrd. Euro belaufen würden. Dies bezeichnen die Autoren der Studie als eine nationale Katastrophe, die jedoch noch beherrschbar sei.

Als weiteres Szenario wird ein Unfall mit Kernschmelze betrachtet, bei dem es zu unkontrollierten, massiven Freisetzungen von Radioaktivität kommt. Für einen derartigen Unfall werden die Folgekosten für Frankreich mit einer Größenordnung von 430 Mrd. Euro abgeschätzt. Für beide Fälle kommt die Untersuchung zum Schluss, dass abhängig von den jeweiligen Randbedingungen (Unfallablauf, freigesetzte Radioaktivität, Wetterbedingungen etc.) die Folgekosten auch 50% geringer oder aber auch noch 100% höher ausfallen könnten.

Die Autoren gehen für den Fall eines massiven Unfalls von über 100.000 Menschen aus, die aus kontaminierten Gebieten evakuiert und langfristig umgesiedelt werden müssten, weiterhin ist mit einer hohen Zahl von Krebstoten zu rechnen. Neben den radiologischen wären auch die psychologischen Folgen für die betroffene Bevölkerung gravierend. Weiterhin würden massive Mengen an Lebensmitteln kontaminiert und müssten beseitigt werden. Große Landflächen wären langfristig zu Sperrgebieten zu erklären, weitere Bereiche müssten über viele Jahre aufwendig dekontaminiert werden. Auch benachbarte Staaten wären in vielen Fällen ebenfalls von den radiologischen Auswirkungen betroffen.

Die Autoren gehen davon aus, dass dies zu massiven politischen und sozialen Umbrüchen führen würde. Sie erwarten, dass ein derartiger Unfall Frankreich einen dauerhaften Schlag versetzen würde, ganz Westeuropa wäre von den Auswirkungen eines solchen Unfalls betroffen. Angesichts

dessen stellen die Autoren auch nochmals fest, dass bei sicherheitstechnischen Entscheidungen auch die geringe Wahrscheinlichkeit solcher Unfälle nicht genüge, um das potenziell katastrophale Ausmaß der Folgen aufzuwiegen.

## 2.6. Fazit

Wird das radioaktive Inventar aus dem Reaktorkern oder dem Brennelement-Lagerbecken bei schweren Unfällen in die Umgebung freigesetzt, müssen unter Umständen Flächen von mehreren hundert Quadratkilometern evakuiert werden. Ähnlich große Flächen können auch langfristig unbewohnbar bleiben. Evakuierungen und Umsiedlungen können noch in einigen Dutzend Kilometer Entfernung von einem Unfallreaktor erforderlich werden. Damit wären bei einem schweren Unfall im AKW Cattenom neben Frankreich und Luxemburg auch Deutschland und hier vor allem die Bundesländer Saarland und Rheinland-Pfalz betroffen.

Schwere Unfälle haben katastrophale gesundheitliche, soziale, ökologische und wirtschaftliche Folgen. Technische Defizite in der Umsetzung des heute erforderlichen gestaffelten Sicherheitskonzepts – wie es einerseits durch die gültigen nationalen wie internationalen Regelwerke kodifiziert ist, und wie es sich andererseits durch den in heutigen Anlagen realisierten Stand der Technik widerspiegelt – erhöhen die Wahrscheinlichkeit für schwere Unfälle deutlich und führen damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.



### 3. Grundlegende Informationen zum AKW Cattenom

Das AKW Cattenom im französisch-luxemburgisch-deutschen Grenzgebiet besteht aus vier Druckwasserreaktoren (DWR), die zwischen 1987 und 1991 in den kommerziellen Betrieb übernommen wurden. Der Standort befindet sich in der Gemeinde Cattenom, ca. 2,5 km von der Mosel und ca. 12 km von der deutschen Grenze entfernt.

Die Reaktoren gehören zur französischen P'4-Serie, der zweiten französischen Serie von DWR mit einer elektrischen Leistung von 1.300 Megawatt (MW). Die grundsätzliche Auslegung orientiert sich dabei an (Westinghouse 1984). Detailliertere Informationen zur Anlage sind vor allem mit (EDF 2011) veröffentlicht worden. Die vier Blöcke werden in Frankreich unter der Bezeichnung „Installation Nucléaires de Base“ (INB) 124, 125, 126 und 137 geführt. Sie weisen eine elektrische Leistung von 1.300 MW (thermische Leistung von 3.817 MW) auf.

In Kap. 3.1 werden zunächst Informationen, bezogen auf Angaben zum Stand der Anlage zum Zeitpunkt des EU-Stresstests im Jahr 2011, dargestellt. Auf die seither erfolgten Untersuchungen bzw. Nachrüstungen wird in Kap. 3.2 eingegangen. Auf Erkenntnisse aus den periodischen Sicherheitsüberprüfungen geht Kap. 3.3 ein.

#### 3.1. Wesentliche sicherheitstechnisch relevante Einrichtungen des AKW Cattenom

Die wesentlichen Gebäude der Anlagen (Reaktorgebäude BR, nukleare Hilfsanlagengebäude BAN, BAS, Schaltanlagengebäude BL, Brennelementlagergebäude BK, Dieselgebäude) wurden auf einer Fundamentplatte auf einer Höhe von 171,0 m des Nivellement Général de la France (NGFN) installiert. Der am tiefsten gelegene Zugang zu sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden befindet sich gemäß (ASN 2011) auf 170,90 m.

Eine Kühlwasserversorgung erfolgt betrieblich über die Mosel. Das zugehörige, für den Standort gemeinsam genutzte Einlaufbauwerk mit Pumpstation befindet sich auf einer Höhenkote von 152,50 m NGFN in ca. 3 km Entfernung zum Anlagengelände. Das Kühlwasser wird in zwei, jeweils von zwei Blöcken gemeinsam genutzte Versorgungsbauwerke (OAR) geführt. Die Kühlwasserrückführung erfolgt für jeweils zwei Blöcke gemeinsam über zwei Nebenkühlwasserpumpen zu einem Auslaufbauwerk, das sich ebenfalls in ca. 3 km Entfernung vom Standort an der Mosel befindet. Bei einer drohenden Verstopfung des Einlaufbauwerks durch Treibgut können die Pumpen für die Versorgung der nicht sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen abgeschaltet und somit die Verstopfungsgefahr des Einlaufs für die sicherheitstechnisch wichtige Kühlwasserversorgung durch die Mosel reduziert werden. Als zusätzliche Wasserreserve dient der Lac du Vieux Pré in den Vogesen. Dieses Reservoir soll als Wasserlieferant genutzt werden, um in der Mosel einen für die Kühlung ausreichenden Flusspegel aufrechtzuerhalten.

Der Sicherheitseinschluss (Containment) der einzelnen Blöcke besteht aus einem Volldruck-Doppelbeton-Containment mit einem Auslegungsdruck von 5 bar<sub>abs</sub>. Im Zwischenraum zwischen innerem und äußerem Betoncontainment wird durch die Containment-Unterdruckhaltung EDE ein Unterdruck zur Rückhaltung von Aktivität erzeugt. Die Dichtheit des Containments wird im Rahmen der 10jährigen Sicherheitsüberprüfungen geprüft. Die Dichtheit der Containment-Durchdringungen (Rohrleitungen etc.) wird im Ereignisfall durch den Gebäudeabschluss (Schließen von doppelt vorhandenen Absperrarmaturen, ITS) erreicht.

### 3.1.1. Verfahrenstechnische Einrichtungen

Eine Übersicht der wesentlichen verfahrenstechnischen Einrichtungen des AKW Cattenom gibt Abbildung 3-1.

Abbildung 3-1: Wesentliche verfahrenstechnische Einrichtungen des AKW Cattenom

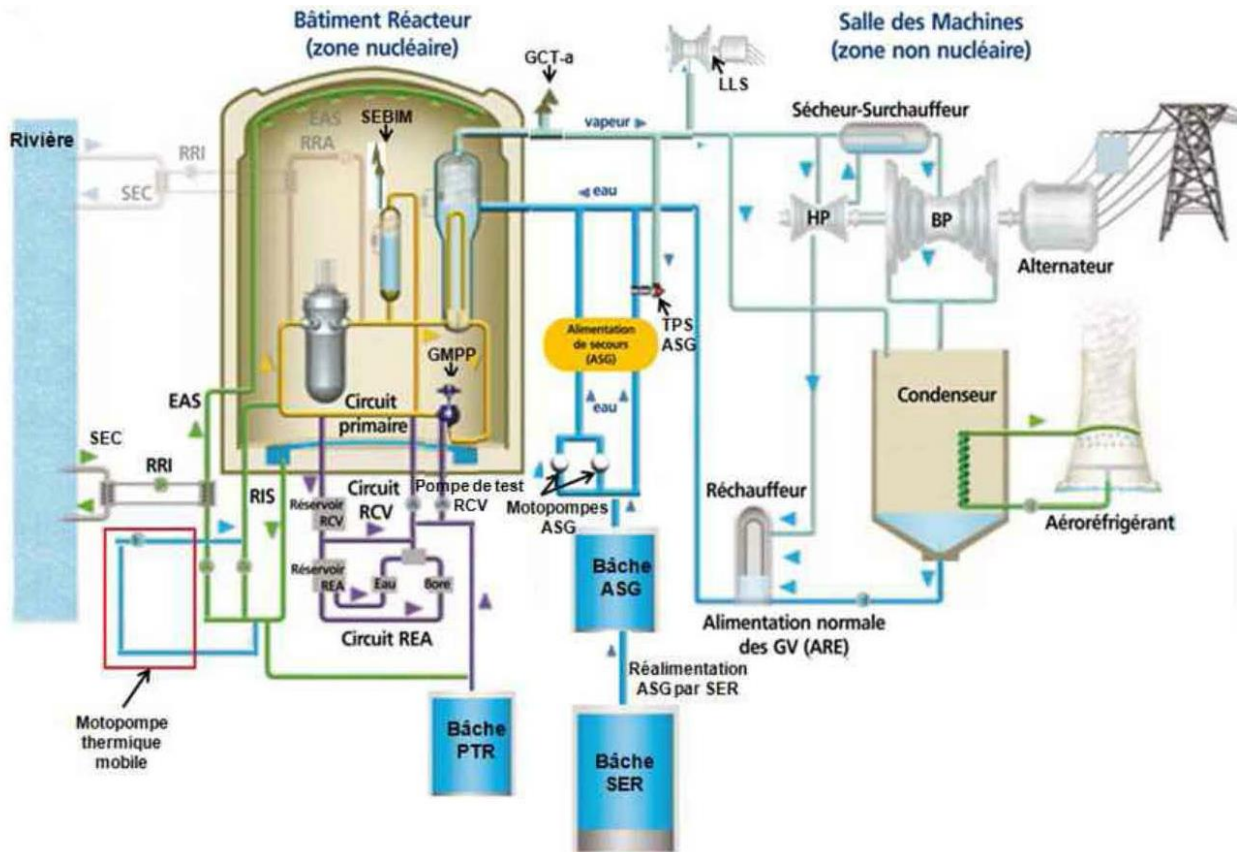


Figure 5.1-1 : schéma de principe d'installation générale d'un réacteur électronucléaire (applicable à Cattenom)

Quelle: (EDF 2011)

Jeder Block der Anlage verfügt über ein zweisträngiges Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem RCV. Dieses besteht im Wesentlichen aus zwei Ladepumpen, einer Drucktestpumpe, Zwischenerhitzern und einem Volumenausgleichsbehälter sowie den verbindenden Rohrleitungen. Die Versorgung des RCV mit Deionat oder Borsäure erfolgt über das Borsäure- und Deionatsystem REA, in welchem zwei Borsäurepumpen die Bereitstellung von Deionat oder Borsäure aus zwei Borsäurevorratsbehältern für das RCV erlauben.

Stehen die Hochdruckeinspeisepumpen ISMP (s. u.) nicht zur Verfügung, kann mittels der motorgetriebenen Drucktestpumpe zur Aufrechterhaltung der Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen eine Einspeisung von boriiertem Wasser aus dem PTR in den Primärkreislauf erfolgen.

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

Über die Wärmetauscher wird die Wärme an das zweisträngige Zwischenkühlsystem RRI und darüber zum zweisträngigen Nebenkühlwassersystem SEC abgeführt. Das Zwischenkühlsystem RRI und das Nebenkühlwassersystem SEC verfügen in jedem Strang über zwei Kühlpumpen.

In unmittelbarer Umgebung des Kraftwerksgeländes befindet sich der Mirgenbach-Stausee. Steht die betriebliche Nebenkühlwasserversorgung aus der Mosel nicht zur Verfügung, wird die Nebenkühlwasserversorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen mit diesem Kühlwasservorrat gewährleistet. Es stehen hierfür 7,3 Mio. m<sup>3</sup> Wasser bei einem nominellen Wasserstand auf einer Höhe von 179,5 m NGFN zur Verfügung. Dies gewährleistet eine Kühlung der Anlage für 30 Tage. Dabei wird das aufgeheizte Nebenkühlwasser in den Mirgenbach-Stausee zurückgeführt.

Die Anlage Cattenom verfügt nicht über eine diversitäre Wärmesenke.

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

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

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

Für eine primärseitige Druckbegrenzung und -entlastung dienen Druckhalter-Abblaseventile SE-BIM. Von den drei Ventilen werden zwei aus einem Strang der Notstromversorgung elektrisch versorgt, der dritte aus dem zweiten Strang.

Als An- und Abfahrssystem und für die sekundärseitige Wärmeabfuhr bei Störfällen dient das Notspeisesystem ASG. Dieses zweisträngige System umfasst in jedem Strang eine motorgetriebene Speisewasserpumpe sowie eine frischdampfgetriebene Turboeinspeisepumpe. Beide Stränge greifen auf die Speisewasservorräte aus dem einfach vorhandenen Notspeisewasserbehälter ASG mit einem Volumen von ca. 1700 m<sup>3</sup> zurück. Dessen Speisewasservorrat kann durch passiven Zulauf aus einem Deionat-Vorratsbehälter SER (Bâche SER) des Speisewassersystems wiederaufgefüllt werden, von dem am Standort für alle Blöcke gemeinsam zwei vorhanden sind.

Für den Betrieb der Turboeinspeisepumpen wird das Druckluftsystem SAR oder der frischdampfgetriebene Turbogenerator LLS benötigt.

Der sekundärseitig entstehende Dampf kann über Frischdampfabblassventile GCT-a an die Atmosphäre abgegeben werden.

### 3.1.2. Elektrotechnische Einrichtungen

Eine Übersicht der wesentlichen elektrotechnischen Einrichtungen des AKW Cattenom gibt Abbildung 3-2.

Abbildung 3-2: Wesentliche elektrotechnische Einrichtungen des AKW Cattenom

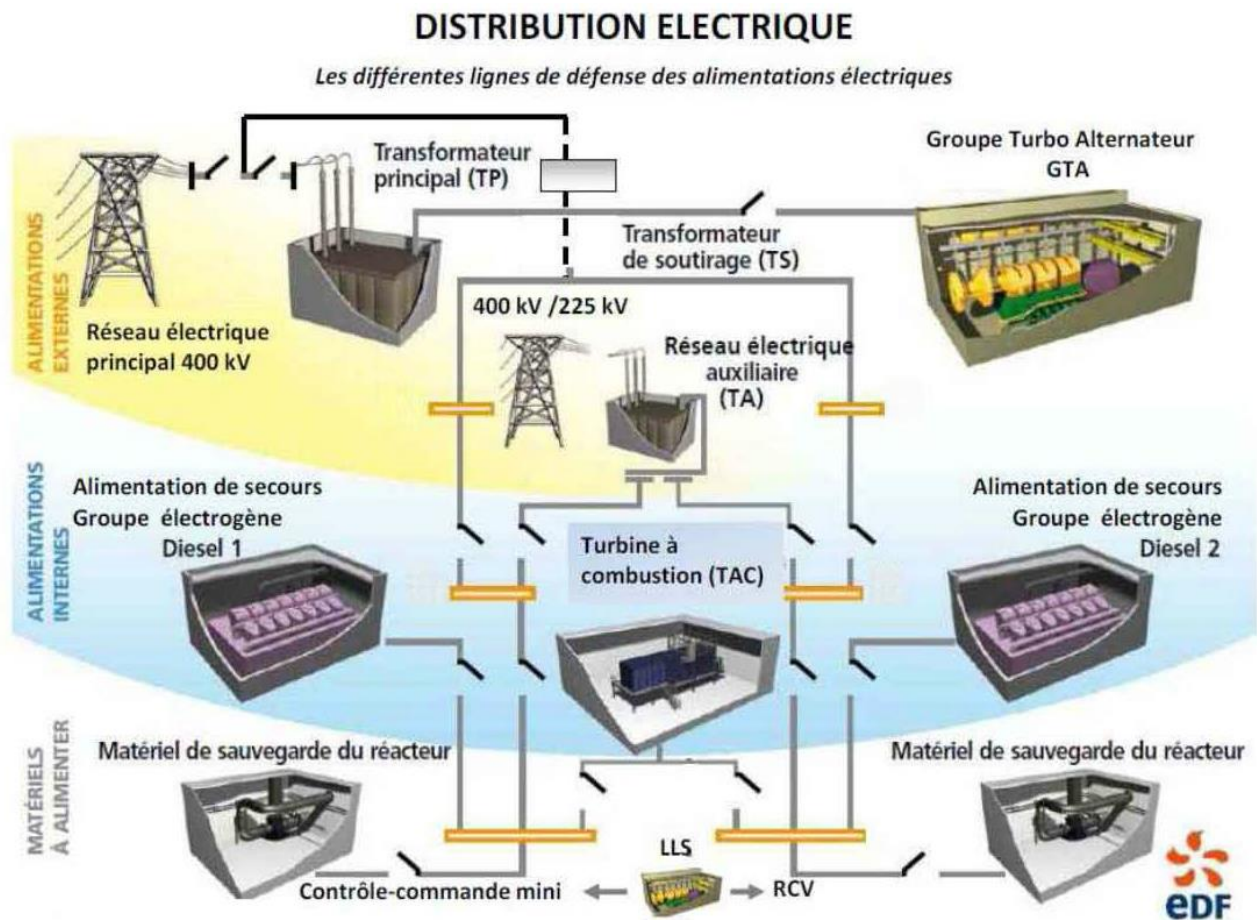


Figure 5-1 : schéma de principe de la distribution électrique d'un réacteur électronucléaire (applicable à Cattenom)

Quelle: (EDF 2011)

Das AKW Cattenom ist über einen Hauptnetz- (Réseau électrique principal) und einen Reserve-netzanschluss (Réseau électrique auxiliaire) an das nationale Stromnetz angeschlossen. Dabei führen zwei Leitungen des 400 kV-Netzes zum Anlagengelände. Weiterhin können sich die Blöcke bei einem Ausfall des externen Netzes über den eigenen Generator (groupe turbo alternateur) mit Strom versorgen.

Zur Wiederherstellung einer externen Stromversorgung sind dem AKW Cattenom das AKW Fessenheim (ca. 200 km) und das Wasserkraftwerk Revin-Saint Nicolas (ca. 130 km Luftlinie) zugeordnet.

Bei einem Ausfall der betrieblichen Einrichtungen verfügt jeder Block über zwei Notstromdiesel LHG, von denen einer ausreicht, um eine Redundanz der bei Störfällen erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen mit elektrischer Energie zu versorgen.

Es kann auch eine Stützung eines Blocks durch einen Notstromdiesel eines anderen Blocks aufgebaut werden.

Neben den Notstromdieseln verfügt das AKW Cattenom insgesamt (also für alle vier Blöcke gemeinsam) über einen zusätzlichen Notstromgenerator TAC (turbine à combustion). Dieser Generator ist im Einsatzfall manuell aufschaltbar auf die Notstromschienen eines Blocks und ausreichend, um die bei Störfällen erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen mit elektrischer Energie zu versorgen. Er ist nicht seismisch qualifiziert.

Nach (IRSN 2015b) ist bei den Anlagen der 1.300 MW Serie mit dem TAC aus Gründen der Leistungsbilanz kein Betrieb des Hochdruckeinspeisesystems möglich, da ein gleichzeitiges Auftreten einen Ausfalls der Notstromversorgung mit einem Kühlmittelverluststörfall im Rahmen der Auslegung nicht unterstellt wurde.

Zur Überbrückung einer spannungslosen Zeit bis zum Anlaufen der Notstromdiesel und zur Sicherstellung wichtiger Funktionen auch bei einem vollständigen Ausfall der elektrischen Wechselstromversorgung verfügen die Reaktoren darüber hinaus über mehrere Gleichstromschienen und gesicherte Wechselstromschienen mit einer Versorgung aus Batterien für mindestens eine Stunde.

Gemäß (ASN 2016b, S. 170) wurde die Kapazität der Batterien in einer Redundanz in Reaktion auf das Ereignis in Fukushima mittlerweile auf zwei Stunden erhöht.

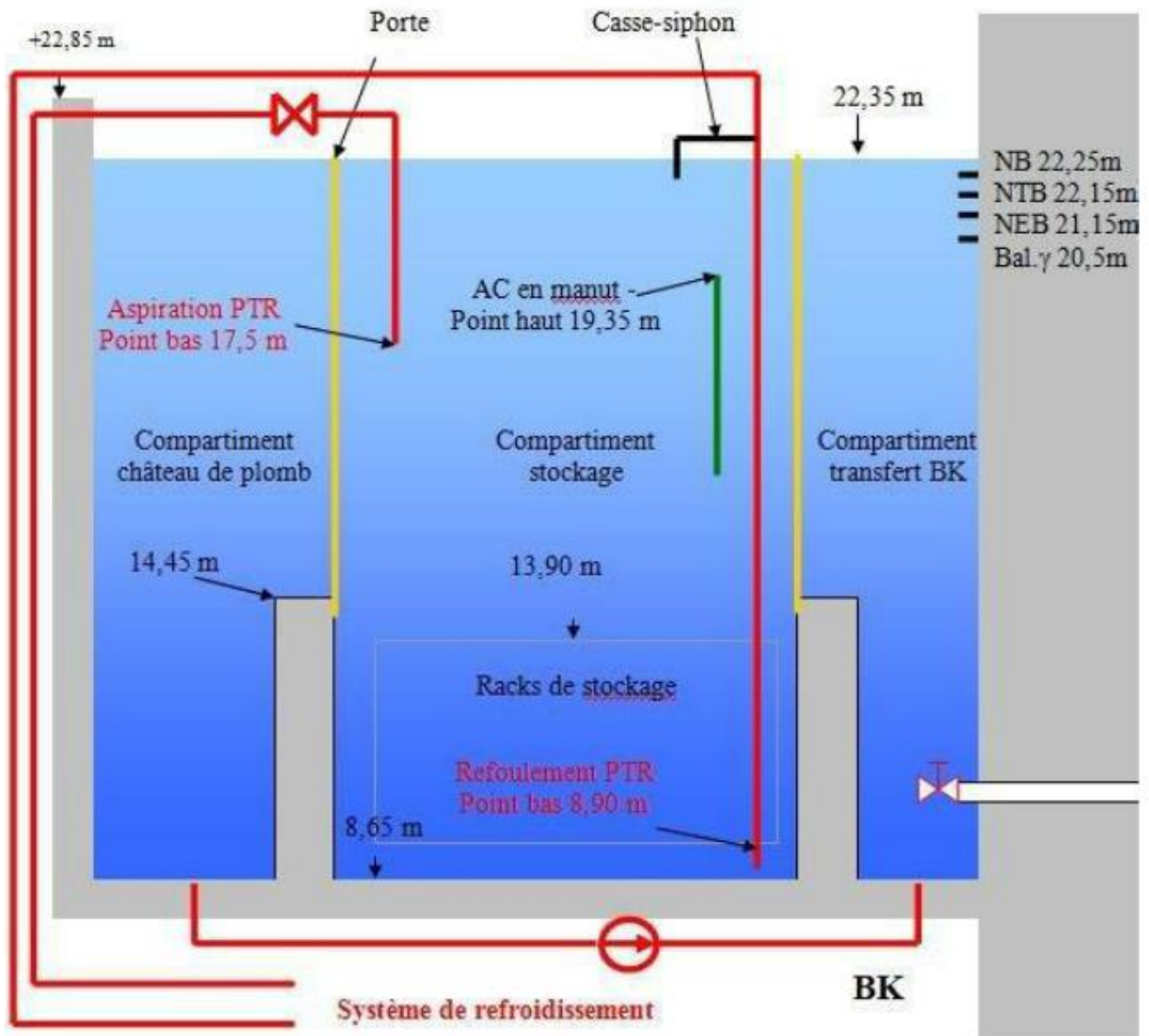
Die Anlage verfügt über ein System zur elektrischen Notstromversorgung durch einen Turbogenerator LLS, der durch den sekundärseitig anfallenden Frischdampf angetrieben werden kann. Dieser Turbogenerator ist in der Lage, ausgewählte elektrische Einrichtungen mit elektrischer Energie zu versorgen. Mit dem Turbogenerator können speziell zwei von vier Frischdampfableitventilen, die Steuerung einer Turboeinspeisepumpe ASG sowie eine Drucktestpumpe RCV (für die Sperrwasserversorgung der Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen) versorgt werden. Durch das LLS soll ein Betrieb der Turboeinspeisepumpen auch bei unterstelltem Ausfall der Gebäudekühlung für einen Zeitraum von mindestens 24 Stunden gewährleistet sein, vgl. hierzu jedoch Kap. 7.1.

### **3.1.3. Brennelement-Lagerbecken**

Jeder Block verfügt über ein eigenes Gebäude (BK) zur Lagerung der abgebrannten Brennelemente (Nasslager).

Im Normalbetrieb liegt das Kühlmittelniveau im Lagerbecken bei 22,35 m, fällt es unter das minimal zulässige Niveau (NTB) von 22,15 m ist ein Wiederauffüllen erforderlich, vgl. Abbildung 3-3.

Abbildung 3-3: Lagerbecken und Lagerbeckenkühlsystem PTR



Quelle: (EDF 2011)

Für die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken wird das Lagerbeckenkühlsystem PTR verwendet. Dieses System kann die Nachwärme der abgebrannten Brennelemente aus dem Lagerbecken über zwei Pumpen und zwei Wärmetauscher abführen. Auch dieses System greift auf den Kühlmittellagerbehälter PTR zurück. Bei geöffnetem Primärkreislauf kann das Lagerbeckenkühlsystem bei Ausfall des Nachkühlsystems RRA auch zur Kühlung des Reaktorkerns eingesetzt werden. Die Wärme wird über das Zwischenkühlsystem RRI und das Nebenkühlwassersystem SEC abgeführt.

Die Entnahmeleitung des Beckenkühlsystems bindet gemäß Abbildung 3-3 auf einer Höhe von 17,15 m in das Lagerbecken ein und wird durch Absperrarmaturen gegen einen Wasserverlust aus dem Becken im Falle eines Rohrleitungsversagens gesichert. Die Einspeiseleitungen binden demgegenüber in einer Tiefe von 8,90 m (unterhalb der gelagerten Brennelemente) im Becken ein. Sie

sind durch sogenannte Siphonbrecher (Casse-Siphon) gesichert, die einen Wasserverlust aus dem Lagerbecken durch den Saughebeeffer bei einem Rohrleitungsversagen verhindern sollen.

Bei Kernvollausschmelzung fallen im Lagerbecken bis zu 12,2 MW (konservativ unterstellt 13 MW) Nachzerfallsleistung an. Bei einem vollständigen Ausfall der Kühlung verbleibt ca. ein halber Tag, bevor der Füllstand im Lagerbecken vom minimal zulässigen Niveau (NTB) um einem Meter auf das radiologisch kritische Niveau (NEB) von 21,15 m fällt, bei dem die erforderliche Abschirmung der Brennelemente von mindestens 7,20 m nicht mehr gewährleistet ist.

### 3.1.4. Anlageninterne Notfallmaßnahmen

In den Containments der einzelnen Blöcke sind passive, autokatalytische Rekombinatoren (RAP) für einen Abbau von Wasserstoff bei schweren Unfällen installiert.

Die Anlage verfügt über die Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung des Containments (Prozedur U5) zur Verhinderung eines Versagens des Containments durch einen langfristigen Druckaufbau. Dabei werden die Gase aus dem Containment über metallische Vorfilter, die im Reaktorgebäude untergebracht sind, und einen Sandbettfilter an die Umgebung abgegeben. Hierzu ist das manuelle Öffnen von zwei Absperrventilen, die außerhalb des Containments untergebracht sind, erforderlich. Vor Inbetriebnahme der gefilterten Druckentlastung wird das System über Batteriestrom vorgeheizt, um eine Wasserstoffexplosion im System nach Kondensation der Dampfphase aus dem Containment zu vermeiden. Das System ist jenseits der Absperrventile außerhalb des Containments nicht seismisch ausgelegt.

Während die Schaltwarte nach einer gefilterten Druckentlastung verfügbar bleibt, ist das bisherige Notfallgebäude für den Krisenstab (bloc de sécurité, BDS) aus radiologischen Gründen vorübergehend nicht mehr verfügbar. Auch ist dieses Gebäude nicht gegen naturbedingte Einwirkungen von außen ausgelegt.

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

Im Deionatsystem steht auf dem Anlagengelände für alle Blöcke gemeinsam ein Vorratsbehälter mit 800 m<sup>3</sup> Deionat zur Verfügung, eine Einspeisung kann über zwei Pumpen des SED-Systems erfolgen. Die Pumpen des SED-Systems werden aus zwei verschiedenen Blöcken elektrisch versorgt, sind jedoch nicht notstromgesichert.

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

## 3.2. Reaktion auf das Ereignis in Fukushima

Die folgende Darstellung zum EU-Stresstest orientiert sich an den Auswertungen in (Pistner et al. 2012; Pistner & Küppers 2015), für eine vertiefte Diskussion wird auf die Darstellungen in diesen Berichten verwiesen.

Die European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) hat am 24./25. März 2011 eine Sicherheitsüberprüfung aller Atomkraftwerke in der Europäischen Union zu den Risiken und der Robustheit der Anlagen initiiert. Diese sogenannten EU-„Stresstests“ sind als von der ENSREG zusammen mit der Europäischen Kommission entwickelte Bewertungen der Sicherheitsmargen der Atomkraftwerke zu verstehen. Stresstestberichte zu den einzelnen Atomkraftwerken in ihrem Land haben alle Staaten der Europäischen Gemeinschaft sowie Armenien, Weißrussland, Kroatien, die Russische Föderation, die Schweiz, die Türkei und die Ukraine erstellt und abgegeben.

Der europäische Stresstest fokussierte sich entsprechend der Ereignisse in Fukushima insbesondere auf die Einwirkungen durch Erdbeben und Hochwasser und dadurch induzierte Ausfälle beziehungsweise auf den postulierten Ausfall zentraler Sicherheitsfunktionen wie der elektrischen Energieversorgung oder dem Verlust der ultimativen Wärmesenke (Nebenkühlwasserversorgung).

Es lag gemäß ENSREG in der Natur des Stresstests, sich auf Vorkehrungen und Maßnahmen zu beziehen, die nach dem Verlust bestimmter für Auslegungstörfälle vorgesehener Sicherheitssysteme in Anspruch zu nehmen sind. Die Grundausslegung der Anlagen war dabei darzustellen und die Einhaltung der Auslegungsanforderungen war durch die nationalen Aufsichtsbehörden zu untersuchen. Allerdings wurde im Rahmen des EU-Stresstests keine Analyse der Angemessenheit der bisherigen Auslegungsanforderungen angesichts der Erkenntnisse aus Japan durchgeführt. Einheitliche Sicherheitsanforderungen an die europäischen Atomkraftwerke oder die Einhaltung von Mindestanforderungen an die Sicherheit der europäischen Anlagen wurden nicht untersucht.

Von den Betreibern wurden sogenannte Stresstestberichte zu ihren Anlagen erarbeitet, die auch Vorschläge für Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlagen umfassen. Neben Vollständigkeit und Plausibilität wurde von den Landesaufsichtsbehörden die Übereinstimmung der Sachstände der Stresstestberichte mit den Auslegungsanforderungen geprüft und bewertet, ob die Einschätzung der Robustheit der Anlage durch den Betreiber angemessen erschien. Im Rahmen eines Peer-Review Prozesses der ENSREG bestand die Möglichkeit einer Anlagenbegehung durch internationale Expertenteams mit Diskussion der Stresstestergebnisse des Betreibers in ausgewählten Anlagen. Im Rahmen des europäischen Peer-Review wurden dann exemplarisch weitergehende Empfehlungen für eine Erhöhung der Robustheit der europäischen Atomkraftwerke formuliert.

Allerdings stellt bereits (Majer 2012) fest, dass die Leistungsfähigkeit der Sicherheitssysteme im EDF Bericht nicht beschrieben ist. Weiterhin kommt er zum Schluss:

*„Da dieser Stresstest sich nur mit einigen Facetten der Sicherheit des Kraftwerkes Cattenom auseinandersetzte, aber beispielsweise die Verhinderung terroristischer Anschläge, Cyber-Attacken oder die allgemeine Thematik des Restrisikos durch menschliches oder technisches Versagen, sowie die Alterung der Anlagen nicht beinhaltete, ist der Aussagewert des Stresstests hinsichtlich des von nuklearen Anlagen immer ausgehenden Risikos begrenzt.“*

### **3.2.1. Stresstestbericht des Betreibers EDF**

Der Betreiber EDF hat auf Basis seines Stresstestberichts für die Anlage Cattenom verschiedene Untersuchungen bzw. Nachrüstungen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage vorgeschlagen. Eine Zusammenfassung der wesentlichen Punkte (Untersuchungen, Nachrüstungen, Änderungen von Prozeduren etc.) sowie ein vorläufiger Zeitplan wurde in (EDF 2011, N°8 Annex) formuliert. Tabelle 3-1 fasst wesentliche geplante Untersuchungen bzw. Nachrüstungen zusammen. Auf die-



se, sowie ggf. weitere Maßnahmen (Änderungen bzw. Anpassung von Prozeduren) wird soweit erforderlich im Detail in den Kapiteln 5 bis 7 eingegangen.

**Tabelle 3-1: Ausgewählte geplante Maßnahmen der EDF gemäß EU-Stresstestbericht**

Ziel	Ereignis/ Thema	Art	Maßnahme	Zieltermin
Schutz gegen Einwirkungen von außen	Erdbeben	Untersuchung/ Nachrüstung	Erhöhung der Robustheit von Einrichtungen auf das 1,5fache des Bemessungserdbebens (SMS)	2012
		Untersuchung	Einsatzfähigkeit der mobilen Einspeisepumpe überprüfen	2012
		Untersuchung	Möglichkeiten zur beschleunigten Verbesserung der seismischen Verfügbarkeit des Zwischenkühl-systems RRI	Ende 2011
	Überflutung	Untersuchung	Verschiedene Überflutungsszenarien werden vertieft untersucht (PFI, Versagen SER, SED)	2012
		Untersuchung	Verschiedene erdbebenbedingte Überflutungsszenarien werden vertieft untersucht	2015
Verstärkung der elektrischen Einrichtungen	Hardened Safety Core	Nachrüstung	Einrichtung einer zusätzlichen ultimativen Notstromversorgung pro Block	2016-2020
		Nachrüstung	Einrichtung von zwei kleineren Notstromdieseln als Übergangslösung	Vor 2015
		Untersuchung	Kurzfristige Wiederherstellung einer Energieversorgung des Lagerbeckens	2012
		Untersuchung/ Nachrüstung	Überprüfung und ggf. Verbesserung der Verfügbarkeit des LLS für mehr als 24 Stunden	2012
Verstärkung von vorhandenen Wasserreserven	Ultimative Wärmesenke	Nachrüstung	Schaffung einer diversitären Wasserversorgung	Vor 2015
		Nachrüstung	Sicherstellung der Robustheit der diversitären Wasserversorgung gegen naturbedingte Einwirkungen von außen	2016-2020
		Untersuchung	Ausreichende Wasservorräte für die sekundärseitige Wärmeabfuhr in ASG	2012
		Untersuchung/ Überprüfung	Überprüfung und ggf. Verbesserung	2012

		Nachrüstung	rung der Verfügbarkeit der Turboeinspeisepumpen des ASG für mehr als 24 Stunden	
Verstärkung der externen Unterstützungsmöglichkeiten	FARN	Ergänzung	Einrichtung und Ausrüstung einer externen mobilen Unterstützungstruppe	2016-2020
Anlageninterner Notfallschutz	Gefilterte Druckentlastung	Untersuchung/ Nachrüstung	Verfügbarkeit der gefilterten Druckentlastung U5 nach Erdbeben	2013

Quelle: (EDF 2011, N°8 Annex)

### 3.2.2. Auflagen der ASN auf Basis des EU-Stresstests

Im Ergebnis des EU-Stresstests hat die Aufsichtsbehörde ASN festgestellt, dass aus ihrer Sicht keine Notwendigkeit besteht, eine der in Betrieb befindlichen Anlagen unmittelbar abzuschalten (ASN 2012b). Allerdings stellt sie ebenfalls fest, dass ein schwerer Unfall niemals vollständig ausgeschlossen werden kann. Als Voraussetzung für den weiteren Betrieb der Anlagen fordert sie daher eine unverzügliche Erhöhung der Robustheit der Anlagen gegenüber Extremereignissen über die bisher bestehenden Sicherheitsreserven hinaus:

*„Dans le même temps, l’ASN considère que la poursuite de leur exploitation nécessite d’augmenter dans les meilleurs délais, au-delà des marges de sûreté dont elles disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes.“*

Demnach bestand hier die Erwartungshaltung, dass innerhalb kurzer Zeit, also innerhalb weniger Jahre, eine substantielle Erhöhung der Sicherheitsreserven erreicht werden würde.

In (ASN 2017c) stellt die Aufsichtsbehörde klar, dass die geforderten Einrichtungen insbesondere eines „noyau dur“ (Hardened Safety Core, HSC) zum Umgang mit auslegungsüberschreitenden Ereignissen erforderlich sind, unabhängig von der Frage der konkreten Wahrscheinlichkeit solcher Ereignisabläufe:

*„L’apport de la démarche post-Fukushima et notamment la mise en place du noyau dur est de prévoir des dispositions permettant de faire face à des accidents initiateurs qui sont hors dimensionnement, éventuellement cumulés, indépendamment de leur probabilité d’occurrence. Cette démarche a pour objectif de couvrir les situations hautement improbables.“*

Mit (ASN 2012b) hat die Aufsichtsbehörde erste Maßnahmen bzw. Nachrüstungen für die französischen Anlagen in Reaktion auf die Ergebnisse des EU-Stresstests (ASN 2011) angeordnet. Daneben hat die französische Aufsichtsbehörde im Zusammenhang mit einer gezielten Begehung der Anlage Cattenom im August 2011 eine Reihe von Konformitätsabweichungen und Defiziten festgestellt, vgl. hierzu (Darcet-Felgen & Canton 2017).

Mit (ASN 2012e, 2014d) wurden die Nachrüstungsanforderungen aus dem Stresstest (évaluations complémentaires de la sûreté, ECS) für das AKW Cattenom weiter konkretisiert. Wichtige Maßnahmen zur Erhöhung der Anlagensicherheit in Reaktion auf den EU-Stresstest sind weiterhin in den sogenannten nationalen Aktionsplänen dargestellt (ASN 2012f, 2014c, 2017c).

Weitere aktuelle Informationen zum Stand der Umsetzung von Post-Fukushima Maßnahmen finden sich u. a. im französischen Bericht zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit (ASN 2016b).

Wesentliche, im Zuge des Ereignisses von Fukushima beschlossene Nachrüstungen umfassen:

- technische Einrichtungen zur dauerhaften Abfuhr der Nachzerfallsleistung aus dem Reaktor und dem Lagerbecken [ECS-1], [ECS-16],
- einen zusätzlichen ultimativen Notstromdiesel (Diesel d'ultime secours, DUS) pro Reaktor, der in der Lage ist, die Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ mit der erforderlichen elektrischen Energie zu versorgen, sowie einen Notstromdiesel mit geringerer Leistung (Mini-DUS), der vorübergehend zur Verfügung gestellt werden soll und in der Lage ist, während eines Ausfalls der sonstigen elektrischen Energieversorgung die Leittechnik sowie die Beleuchtung der Warte zu versorgen [ECS-18],
- die Einrichtung einer nationalen schnellen Eingreiftruppe (Force d'Action Rapide du Nucléaire, FARN) [ECS-36] sowie
- die Errichtung eines lokalen Krisenstabsgebäudes und die Bereitstellung weiterer mobiler Einrichtungen.

Im Rahmen seiner Auswertung der Robustheit der französischen AKW hat der Betreiber EDF den Aufbau einer nationalen schnellen Eingreiftruppe (Force d'Action Rapide du Nucléaire, FARN) vorgeschlagen. Die Einrichtung einer derartigen Institution wurde auch von der Aufsichtsbehörde ASN gefordert. Diese muss gemäß (ASN 2012b) 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 für die französischen Anlagen der Aufbau eines „noyau dur“ (Hardened Safety Core, HSC) von ASN gefordert worden [ECS-1], siehe hierzu auch Kap. 7. Der HSC ist in (ASN 2014d) weiter spezifiziert worden. Demnach dient der HSC dazu:

- a) Unfälle mit Kernschmelze zu vermeiden oder in ihren Auswirkungen zu begrenzen,
- b) Freisetzungen von Radioaktivität in die Umwelt zu begrenzen und
- c) Maßnahmen des anlageninternen Katastrophenschutzes sowie der externen Krisenunterstützung zu ermöglichen.

Die Einrichtungen des HSC sollen von den bereits existierenden Einrichtungen unabhängig und zu ihnen diversitär sein. Eine davon abweichende Nutzung bereits existierender Einrichtungen im Rahmen des HSC ist zu begründen.

Bei der Auslegung des HSC sind die externen Einwirkungen Erdbeben, Überflutung (unter Berücksichtigung von Starkregenereignissen), Wind, Blitz, Hagel sowie Tornados mit einer gegenüber der ursprünglichen Auslegung erhöhten Einwirkungsstärke zugrunde zu legen.

Hinsichtlich der erdbebenbedingten Einwirkungen ist nach [ECS-ND7] in (ASN 2014d) für den HSC ein abdeckendes Beschleunigungsspektrum anzunehmen, das

- das SMS (vgl. hierzu Kap. 5.3) um 50% und
- ein probabilistisch bestimmtes anlagenspezifisches Spektrum mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren (entsprechend einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $5 \times 10^{-5}$  pro Jahr) überschreitet und

- die anlagenspezifischen Untergrundbedingungen berücksichtigt.

Der HSC soll über eigene leittechnische Einrichtungen und eine eigene elektrische Energieversorgung verfügen, die von den übrigen Einrichtungen der Anlage so unabhängig wie möglich ist.

Hinsichtlich der sonstigen zu unterstellenden externen Einwirkungen hatte der Betreiber bis zum 30.06.2014 einen Vorschlag für die anzusetzenden Einwirkungsstärken vorzulegen. Gemäß (ASN 2014c) hat der Betreiber für diese Einwirkungen zu unterstellende Auslegungsrandbedingungen vorgeschlagen. Eine Festlegung der anzusetzenden Einwirkungen sollte Mitte 2015 durch die Aufsichtsbehörde erfolgen.

Neu zu errichtende Einrichtungen des HSC sind gegen diese zu unterstellenden Einwirkungen auszulegen. Für bereits existierende Einrichtungen, auf die im Rahmen des HSC zurückgegriffen werden soll, ist nachzuweisen, dass sie unter den zu unterstellenden Bedingungen zur Verfügung stehen. Kann dies nicht nachgewiesen werden, hat der Betreiber zu überprüfen, ob er diese Einrichtungen ersetzen oder verstärken kann.

### 3.2.3. Stand der Umsetzung

Die Umsetzung der Maßnahmen soll gemäß (ASN 2014c, 2017c) grundsätzlich in drei Phasen erfolgen.

Die Phase 1 sollte im Zeitraum 2012 bis 2015 abgeschlossen werden und umfasst die Einführung von temporären bzw. mobilen Einrichtungen, die insbesondere für die Fälle eines vollständigen Verlusts der elektrischen Energieversorgung der Anlage (Station Blackout) oder eines Ausfalls der Kühlwasserversorgung wirksam sein sollen, wie

- die Installation des Mini-DUS,
- die Einrichtung von Anschlusspunkten für mobile Einrichtungen wie Pumpen und Notstromgeneratoren sowie
- die Einrichtung der FARN.

Insgesamt hat (ASN 2014c, 2017c) festgestellt, dass alle bis dahin gesetzten Termine vom Betreiber eingehalten wurden. Die Umsetzung der in Phase 1 geplanten Maßnahmen ist gemäß (ASN 2016b) für alle französischen Anlagen abgeschlossen. Laut (EDF 2017c) wurden in der Anlage Cattenom Notstromaggregate (Mini-DUS) auf Dächern der Hilfsanlagegebäude installiert, Motorpumpen zur Wasserversorgung von ASG und PTR angeschafft sowie zusätzliche volumetrische Schutzeinrichtungen an allen vier Reaktorblöcken eingerichtet.

Gemäß (ASN 2016b, S. 156) ist die FARN für die gesamte französische Reaktorflotte mittlerweile einsatzbereit, sie ist insbesondere in der Lage

- innerhalb von 24 Stunden eine Unterstützung an den Anlagenstandorten bereitzustellen,
- für mehrere Tage einen autonomen Betrieb der Anlage sicherzustellen und
- innerhalb weniger Tage zusätzliche Unterstützung durch Einrichtungen und schwere Gerätschaften zu ermöglichen.

Die Phase 2 sollte gemäß (ASN 2014c) den Zeitraum von 2015 bis 2020 umfassen, nach den Angaben in (ASN 2017c, 8/97) ist der Abschluss der Arbeiten der Phase 2 nunmehr im Jahr 2021 vorgesehen. In dieser Phase sollen erste Elemente des „Hardened Safety Core“ umgesetzt werden, die auch für Ereignisse jenseits der bisherigen Auslegung geeignet sein sollen, wie

- die Installation des zusätzlichen ultimativen Notstromdiesels (DUS, bis zum 31.12.2018) in einem eigens zu errichtenden Gebäude,
- die Bereitstellung einer diversitären und dauerhaft verfügbaren Wasserversorgung für die Einspeisung in den Reaktor, die Dampferzeuger und das Lagerbecken sowie
- die Verstärkung der Erdbebenfestigkeit der gefilterten Druckentlastung.

Alle Reaktoren müssen bis Ende 2018 mit einem zusätzlichen Notstromdiesel ausgerüstet sein. Der Umsetzungsstand für die Anlage Cattenom stellt sich gemäß (EDF 2017b) wie folgt dar:

- Block 1: Bodenplatte erstellt, Terrasse im Bau;
- Block 2: Hoch- und Tiefbauarbeiten abgeschlossen, Beginn der Straßenbauarbeiten;
- Block 3: Hoch- und Tiefbauarbeiten abgeschlossen, am 8. Februar 2017 Einschub des Motors des Notstromdiesels in sein Gebäude, Elektroarbeiten laufen;
- Block 4: Bodenplatte am 1. März 2017 gegossen (520 m<sup>3</sup> Beton), Rohbauarbeiten laufen.

Die Installation der diversitären Wasserversorgung muss gemäß (ASN 2017b) bis 2020 abgeschlossen sein. Gemäß (ASN 2017c, 31/97) wurden von EDF die Planungen für die diversitäre Wasserversorgung der französischen Anlagen präsentiert, ihre technische Umsetzbarkeit wird gegenwärtig noch geprüft.

Die Phase 3 schließt ab 2019 an die Phase 2 an. In dieser Phase sollen wesentliche Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ implementiert werden, darunter

- eine unabhängige Möglichkeit zur Bespeisung der Dampferzeuger aus der diversitären Wasserversorgung,
- eine unabhängige Einspeisemöglichkeit in den Primärkreislauf,
- die Installation von fest verlegten Rohrleitungssystemen für die Einspeisung in die Dampferzeuger, den PTR-Behälter sowie das Lagerbecken,
- die Installation von ultimativen messtechnischen sowie leittechnischen Einrichtungen für den HSC,
- die Installation eines ultimativen Wärmeabfuhrsystems zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung aus dem Containment (so dass keine Notwendigkeit mehr für eine gefilterte Druckentlastung besteht) sowie
- eine Möglichkeit der Stabilisierung und Kühlung einer Kernschmelze zur Verhinderung eines Durchschmelzens der Bodenplatte des Containments.

An allen Standorten der französischen Atomkraftwerke wird darüber hinaus ein neues lokales Krisenstabsgebäude errichtet, das den Anforderungen an den „Hardened Safety Core“ entsprechen soll. Mit den entsprechenden Bauarbeiten wurde gemäß (ASN 2016b) an allen Standorten begonnen.

Festlegungen zu den tatsächlichen Umsetzungszeiträumen für die Maßnahmen und Einrichtungen der Phase 3 sollten in 2015 erfolgen.

Die Umsetzung der Phase 3 sieht EDF gemäß (ASN 2016b, 2017c) auch im Kontext eines längerfristigen Betriebs von Anlagen über ihre ursprünglich geplante 40jährige Betriebszeit hinaus. Die Diskussionen zur Umsetzung der Maßnahmen der Phase 3 sind demnach noch nicht abgeschlossen, Zeitpläne sollen nunmehr zwischen 2016 und 2018 festgelegt werden. Hinsichtlich eines ultimativen Wärmeabfuhrsystems aus dem Containment hat EDF noch Machbarkeitsstudien vorzule-

gen. Gemäß (ASN 2017b) sind die Zeitpläne weiterhin Gegenstand von Diskussionen mit dem Betreiber EDF. (ASN 2017c) stellt fest, dass die Maßnahmen der Phase 3 im Zusammenhang mit zukünftigen periodischen Sicherheitsüberprüfungen umgesetzt werden sollen.

In diesem Zusammenhang verweist (ASN 2017c, 9/97) auch nochmals darauf, dass die Auflagen der ASN als Bestandteil des kontinuierlichen Prozesses anzusehen sind, mit dem die Sicherheit der existierenden Anlagen an den Stand der Sicherheit der Reaktoren der Generation III heranzuführen ist:

*„De façon générale, les demandes de l’ASN s’inscrivent dans un processus d’amélioration continu de la sûreté au regard des objectifs fixés pour les réacteurs de troisième génération, et visent, en complément, à faire face à des situations très au-delà des situations habituellement retenues pour ce type d’installation.“*

EDF selbst sieht die Umsetzung der Maßnahmen der Phase 3 als langfristiges Projekt bis ca. 2030 (Ferraro 2015, S. 9).

### 3.3. Periodische Sicherheitsüberprüfungen

Im Rahmen bisheriger periodischer Sicherheitsüberprüfungen kam es in den französischen Reaktoren zu grundlegenden Nachrüstungen gegenüber der ursprünglicher Auslegung (Ferraro 2015). Dies betraf u. a. die Nachrüstung von Systemen wie

- einen frischdampfgetriebenen Turbogenerator LLS pro Block und einen Notstromgenerator TAC pro Standort,
- eine Möglichkeit zur gefilterten Druckentlastung (Prozedur U5) sowie
- passive, autokatalytische Rekombinatoren (PAR).

Auch (Raimond et al. 2011) verweist auf eine kontinuierliche Verbesserung in den französischen Atomkraftwerken mit Blick auf einen Umgang mit schweren Unfällen. Allerdings seien die Fortschritte eher als langsam („slowly“) einzustufen.

Für die französischen 1.300 MW-Anlagen wurden im Rahmen der zweiten 10jährigen Sicherheitsüberprüfung verschiedene Nachrüstungen bis Ende 2014 implementiert (ASN 2016b, 39). Diese umfassen u. a. Optimierungen im Bereich der gefilterten Druckentlastung, eine diversitäre Füllstandsmessung der Speisewasservorräte für die Dampferzeugerbespeisung, weitere Ertüchtigungen im Bereich der Leittechnik sowie eine Erhöhung der Zuverlässigkeit des Nachwärmeabfuhrsystems RRA.

Spezifisch für die Anlage Cattenom formulierte die französische Aufsichtsbehörde ASN auf Basis der zweiten 10jährigen Sicherheitsüberprüfung (ASN 2014e, 2014f, 2017d, 2017e) verschiedene zusätzliche Auflagen. Diese betreffen u. a. Ertüchtigungen im Bereich des Druckluftsystems (SAP) sowie bei der Behandlung von Störfällen mit Dampferzeugerheizrohrleckagen.

Als eine wesentliche Nachrüstung erfolgte darüber hinaus eine verbesserte automatische Ansteuerung des Hochdruckeinspeise- und des Containment-Sprühsystems aus der Warte. Gemäß (ASN 2017b) war im Rahmen von Simulatorübungen erkannt worden, dass unter bestimmten Randbedingungen (Versorgung durch Notstromgeneratoren) eine automatische Auslösung dieser Systeme nicht möglich gewesen wäre.

Die dritte 10jährige Sicherheitsüberprüfung von Block 1 erfolgte in 2016, für die Blöcke 2, 3 und 4 ist diese für das Jahr 2018, 2021 bzw. 2023 geplant. Schwerpunkte dieser Überprüfung sollen ge-

mäß (ASN 2016b) auf den Umgang mit schweren Unfällen sowie auf die Risiken in Bezug auf die Kühlung der Brennelemente im Brennelement-Lagerbecken gelegt werden.

Eine grundsätzliche Beschreibung zur Vorgehensweise bei den in Frankreich durchgeführten periodischen Sicherheitsüberprüfungen gibt auch (Feron 2015). Wesentliche generische, für die 1.300 MW Anlagen aus den dritten Sicherheitsüberprüfungen abgeleitete Maßnahmen betreffen demnach u. a.

- Einen verbesserten Schutz der Notstromdiesel vor Projektilen aus Starkwinden.
- Eine seismische Ertüchtigung von Leitungen zur Wasserstoffverteilung in den Anlagen.
- Eine automatische Absperrung von Leitungen des Lagerbecken-Kühlsystems bei niedrigem Füllstand im Lagerbecken.
- Eine Berücksichtigung neuer Ereignisse wie von Tornados.

Auf Basis der Erkenntnisse aus den generischen Untersuchungen kam die ASN demnach zum Schluss, dass keine Vorbehalte gegen einen weiteren Betrieb der 1.300 MW-Anlagen bestünden. Die automatische Absperrung von Leitungen des Lagerbecken-Kühlsystems wurde auch als Auflage im Rahmen des Stresstest formuliert. Gemäß (ASN 2017c) dies in den französischen Anlagen bis Ende 2016 umgesetzt.

Gemäß (ASN 2014c) liegen für die 1.300 MW-Anlagen vom Typ P'4 PSA-Analysen der Stufe 1 und 2 ausgehend von anlageninternen Ereignissen vor. Im Rahmen der dritten periodischen Sicherheitsüberprüfung sollen diese um die folgenden Aspekte erweitert werden:

- Ereignisse mit Bezug zum Lagerbecken (als PSA der Stufe 1),
- Anlageninterne Brände und Überflutungen,
- Erdbeben (nach (ASN 2016b, 120) nur für den Standort Saint Albain), sonstige naturbedingte Einwirkungen von außen sowie externe Überflutungen.

Weiterhin wird insbesondere auch das Konzept der mobilen Einrichtungen zur Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen im Rahmen des Notfallpläne (Plan d'Urgence Interne, PUI) überprüft. Hinsichtlich der Analyse von Ereignissen mit Bezug zum Lagerbecken stellt (ASN 2016b, S. 122) fest, dass hier bisher nicht alle relevanten Ereignisabläufe angemessen abgebildet sind.

Gemäß (ASN 2014c) werden im Rahmen der dritten periodischen Sicherheitsüberprüfung der französischen 1.300 MW-Anlagen auch probabilistische Verfahren zur Bestimmung der Standortgefährdung angewendet. Ziel ist es, die für den Standort Saint-Alban exemplarisch angewendeten Methoden im Rahmen der nächsten periodischen Sicherheitsüberprüfungen auch auf andere Standorte anwenden zu können.

Die Umsetzung der im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen beschlossenen Maßnahmen erfolgt typischerweise im Rahmen der Revision zum Abschluss dieses Überprüfungszeitraums, hinsichtlich der Umsetzung von noch offenen Maßnahmen lässt sich die französische Aufsichtsbehörde in regelmäßigen Abständen vom Betreiber berichten (ASN 2017b).

Seit 2015 führt EDF ein umfangreiches Programm zur Modernisierung seiner gesamten Reaktorflotte durch. Hierfür sollen für die 58 Reaktoren der EDF bis 2025 insgesamt Investitionen in Höhe von 55 Mrd. Euro erfolgen (ASN 2016b). Diese umfassen neben sicherheitstechnischen Nachrüstungen jedoch auch Ertüchtigungen und Modernisierungen betrieblicher Systeme, die zu einer höheren Verfügbarkeit der Anlagen beitragen und die Anlagen für einen längerfristigen Betrieb er-

tüchtigen sollen (Dutheil 2017). Ziel auch des Betreibers der Anlage Cattenom EDF ist dabei explizit, die Anlagen an das sicherheitstechnische Niveau der in Frankreich seit 2007 in Flamanville in Bau befindlichen Neuanlagen (Europäischer Druckwasserreaktor, EPR) heranzuführen.

Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen sowie weiterer gezielter Inspektionen auch während des Betriebs der Anlagen ist es gemäß (ASN 2016b, S. 107) eine Aufgabe des Betreibers, in den französischen Anlagen vorhandene Abweichungen von den gültigen Anforderungen zu identifizieren und in der Folge zu beheben. Hierzu erstellt der Betreiber im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung eine Liste von Konformitätsabweichungen. Diese müssen in einer abhängig von ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung festzulegenden Zeitspanne beseitigt werden. Für weitere Details zur Vorgehensweise vergleiche bspw. (Bodineau & Tenaud 2011).

(Majer 2012) stellt fest, dass zusätzlich zu den Zehnjahresüberprüfungen durch die Aufsichtsbehörde ständig Prüfungen bezüglich der Konformität der Reaktoren mit dem jeweils geltenden grundlegenden Sicherheitsregelwerk durchgeführt würden. Allerdings sind in diesem Rahmen festgestellte Konformitätsabweichungen im Rahmen des EU-Stresstests nicht offengelegt worden.

So verweist (Majer 2012) auch auf eine Begehung der Anlage Cattenom, bei der eine stichprobenhafte Untersuchung der Einhaltung der Auslegungsgrundlagen der Anlage vorgenommen wurde. Hierbei wurden 78 Feststellungen erhoben (35 Konformitätsabweichungen, 35 Aufforderungen zur Erbringung zusätzlicher Nachweise und acht allgemeine Beobachtungen). Der Stresstestbeobachter kam vor diesem Hintergrund zur Auffassung, dass die Vielzahl und die sicherheitstechnische Bedeutung der Mängel auf kein sehr ausgeprägtes Sicherheitsbewusstsein des Betreibers schließen lassen.

Gemäß (Majer 2012, S. 27) hat auch die französische Gutachterorganisation Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) im Rahmen ihrer Begutachtung der Stresstestberichte als eine wesentliche Forderung eine zeitnahe Abarbeitung der identifizierten Konformitätsabweichungen gefordert.

Mit Blick auf solche Konformitätsabweichungen stellt die Aufsichtsbehörde in (ASN 2016b, S. 103) fest, dass der Betreiber EDF im Rahmen seines Integrierten Managementsystems zwar eine Vorgehensweise zur Entdeckung von und zum Umgang mit Konformitätsabweichungen implementiert hat. Allerdings sei es aufgrund der Komplexität der Anforderungen und der am System zur Abarbeitung der identifizierten Abweichungen beteiligten Parteien schwierig, ein zuverlässiges Bild vom Gesamtzustand der Anlagen und der Einhaltung der grundlegenden Anforderungen zu erhalten.

Auch im Zusammenhang mit dem EU-Stresstest (ASN 2012e) hat die Aufsichtsbehörde die Überprüfung der Konformität der Anlage und die Vorlage eines Berichts zu daraus ableiteten Schlussfolgerungen gefordert [ECS-8].



#### 4. Grundsätze zur Ermittlung der relevanten Bewertungsmaßstäbe

Übergeordnete sicherheitstechnische Anforderungen an AKW werden im internationalen Rahmen von der Internationalen Atomenergieorganisation (International Atomic Energy Agency, IAEA) im Rahmen der „IAEA Safety Standard Series“ entwickelt, die insbesondere nach dem Unfall im japanischen AKW Fukushima einer intensiven Überprüfung und Fortschreibung unterzogen wurden. Die „IAEA Safety Standard Series“ sind als Empfehlungen zu Anforderungen an die Sicherheit an die IAEA Mitgliedstaaten anzusehen und stellen den internationalen Konsens zu Anforderungen an die Sicherheit von AKW dar. Sie stellen damit einen Mindeststandard von Anforderungen an die Sicherheit von AKW dar.

So wird seitens der IAEA gefordert, dass über die gesamte Betriebsdauer einer kerntechnischen Einrichtung ein Höchstmaß an Sicherheit, das vernünftigerweise erreichbar ist, praktiziert wird (IAEA 2006, Principle 5).

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

Die IAEA stellt in (IAEA 2016c, 1.3) fest, dass in Bezug auf die Anwendung der aktuell von der IAEA empfohlenen Sicherheitsanforderungen auf bestehende AKW die Bewertung der Sicherheit des jeweiligen AKW sich an den aktuellen Sicherheitsanforderungen orientieren soll:

*“... For the safety analysis of such designs, it is expected that a comparison will be made with the current standards, for example as part of the periodic safety review for the plant, to determine whether the safe operation of the plant could be further enhanced by means of reasonably practicable safety improvements.”*

In der EU Sicherheitsdirektive (Rat der Europäischen Union 2014b, 8a (1)) wird als Ziel der nuklearen Sicherheit für kerntechnische Anlagen formuliert, dass

*„kerntechnische Anlagen mit dem Ziel ausgelegt, errichtet, in Betrieb genommen, betrieben und stillgelegt werden und ihr Standort mit dem Ziel zu wählen ist, Unfälle zu vermeiden und im Fall eines Unfalls dessen Auswirkungen abzumildern und Folgendes zu vermeiden:*

*a) frühe Freisetzungen von radioaktivem Material, die anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen erfordern würden, für deren Umsetzung nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht;*

*b) große Freisetzungen von radioaktivem Material, die Schutzmaßnahmen erfordern würden, die weder örtlich noch zeitlich begrenzt werden könnten.“*

Mit Blick auf die Umsetzung dieses Ziels fordert (Rat der Europäischen Union 2014b, 8a (2)), dass dieses Ziel als Bezugsgröße für die zeitgerechte Umsetzung von vernünftigerweise durchführbaren Sicherheitsverbesserungen für bestehende kerntechnische Anlagen

*„mise en oeuvre en temps voulu de mesures d'amélioration raisonnablement possibles dans une installation nucléaire existante“*

verwendet wird.

In der EU Sicherheitsdirektive werden auch die „WENRA Safety Issues“ als Bezugsmaß für den zu gewährleistenden Stand der Sicherheit von AKW herangezogen.

Inhaltlich untersetzt sind die „WENRA Safety Issues“ durch die sog. WENRA Safety Reference Level (WENRA 2014a). Diese sind im europäischen Rahmen von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) entwickelt worden. Gegenwärtig sind in WENRA die für die Genehmigung und Aufsicht von Atomkraftwerken zuständigen Behörden aus insgesamt 17 europäischen Ländern, u. a. auch aus Frankreich, vertreten. Die „WENRA Safety Issues“ basieren inhaltlich auf den Empfehlungen der „IAEA Safety Standard Series“. Die „WENRA Safety Issues“ sind als ein harmonisierter europäischer Sicherheitsstandard für AKW anzusehen.

Gemäß (ASN 2016b, S. 29) werden die WENRA Reference Level auch in das französische Regelwerk eingebunden.

So stellt die ASN in (ASN 2012a) fest:

*“This order introduces into French law a number of ‘reference levels’ established by the Western European Nuclear Regulators’ Association (WENRA). These ‘reference levels’ take into consideration the most recent IAEA standards and the most stringent approaches applied in the countries concerned. They represent a common foundation for the harmonisation of international practices.”*

Gemäß (ASN 2017b) waren 133 der WENRA Reference Level durch das französische Regelwerk erfasst, weitere 209 müssten noch aufgenommen werden. Durch die Veröffentlichung von (ASN 2017h) sollen weitere ca. 100 Reference Level umgesetzt worden sein. Hinsichtlich der tatsächlichen Umsetzung der Anforderungen in den französischen Anlagen stellt (ASN 2014c, S. 44/73) fest, dass bereits 285 vollständig implementiert seien, verbleibende 11 zum Teil umgesetzt wären. Gemäß (ASN 2017c) waren Mitte 2017 219 von 342 WENRA Reference Level im französischen Regelwerk implementiert, die Pläne zur weiteren Implementierung der WENRA Anforderungen im französischen Regelwerk sind in Kap. 4 in (ASN 2017c) dargelegt.

Grundlegende Anforderungen an die Sicherheit französischer AKW enthält (ASN 2012d). In der französischen Order ist u. a. festgelegt, dass die Sicherheit französischer AKW auf der Grundlage des aktuellen Wissensstandes nachgewiesen sein muss. Weitere relevante französische Regelwerksanforderungen sind z. B. in einschlägigen Empfehlungen der ASN wie (ASN 2006, 2013) enthalten.

In Frankreich befindet sich aktuell am Standort Flamanville der Europäische Druckwasserreaktor (EPR) in der Phase der Errichtung. Der EPR verfügt über ein sog. evolutionäres Sicherheitskonzept und wird auch als Reaktor der 3. (Sicherheits-)Generation (Generation III) bezeichnet. So soll bspw. ein beim EPR eingebauter Core-Catcher dem Auffangen und Abkühlen einer eventuellen Kernschmelze im Niederdruckbereich dienen. Unter Berücksichtigung dieser, gegenüber bisheriger Sicherheitskonzepte bei Leichtwasserreaktoren, vorgenommenen Entwicklung und weiterer Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von bisher als auslegungsüberschreitend eingestuftem Anlagenzuständen können die Anforderungen, die für das Sicherheitskonzept des EPR gelten, in Frankreich als dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend angesehen werden. Verschiedene spezifische Anforderungen an den EPR sind bspw. in (ASN 2000, 2007) enthalten.

Seitens ASN ist in Bezug auf die in Frankreich in Betrieb befindlichen AKW formuliert, dass als Voraussetzung für eine Laufzeit dieser AKW über 40 Jahre hinaus ein stark verbessertes Sicherheitsniveau zu erreichen ist. Als ein diesbezüglicher Maßstab ist das Sicherheitskonzept des EPR angegeben worden. Dieser Ansatz, nämlich bei den periodischen Sicherheitsüberprüfungen fran-

zösischer AKW die Anforderungen an den EPR als sicherheitstechnisches Maß heranzuziehen, ist seitens ASN auch bei ENSREG erläutert worden. So verweist (Feron 2015) mit Blick auf die Basis für die Neubewertung der Sicherheit französischer Atomkraftwerke im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung explizit auf die Anforderungen an neue Anlagen:

*„New reactors standards (‘Technical guidelines for design and construction of the next generation of nuclear power plants with pressurized water reactors’).“*

Weiterhin hat die ASN beispielsweise in (ASN 2010) festgestellt:

*“In 2003, the Director General of Nuclear Safety and Radiation Protection declared to the French Parliamentary Office for the Evaluation of Scientific and Technical Options (OPECST), ‘It is obvious that we expect more ambitious safety requirements for the EPR reactor as compared to the previous reactor generation. I can specify it in a more direct manner: we would not allow the construction of a N4 reactor any more.’”*

Bei den N4 Reaktoren handelt es sich um die letzte Baureihe der in Frankreich errichteten Druckwasserreaktoren, von denen zwischen 1996 und 1999 an den Standorten Chooz und Civeaux jeweils zwei Blöcke in Betrieb genommen wurden. Trotz dieser Feststellung der ASN, dass die bisher in Frankreich betriebenen AKW heute nicht mehr genehmigt werden könnten, kam es jedoch nicht zu erforderlichen massiven Sicherheitsverbesserungen in den bis dahin errichteten Anlagen.

Weiter wird dort festgestellt:

*“Following the events of September 11, 2001, the objective of resistance to large aircraft crashes has been strengthened.”*

sowie

*“One of the major ASN concerns is to achieve harmonization based on the best nuclear safety and radiation protection levels worldwide. We do not want a ‘two-speed’ safety and we continue to promote at European and international levels safety objectives that take into account the lessons learnt from Three Mile Island, Chernobyl and September 11, 2001 events.”*

Auch seitens des Betreibers EDF wird diese Angleichung der bestehenden AKW an den EPR Sicherheitsstandard für deren längerfristigen Betrieb in Aussicht gestellt (Dutheil 2017):

*“A stringent requirement from French Nuclear Safety Authority: strive to reach nuclear safety objectives for generation 3 reactors.”*

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

Im finnischen kerntechnischen Regelwerk sind im Vergleich zu den o. g. Anforderungen ähnlich hohe Anforderungen an die zu gewährleistende Sicherheit von AKW formuliert (Ministry of Trade and Industry 2008):

*„The safety of nuclear energy use shall be maintained at as high a level as practically possible.“*

Im niederländischen kerntechnischen Regelwerk findet man hierzu vergleichbare Anforderungen (ANVS 2015):

*„The Dutch Safety Requirements (DSR) describe the best technology currently available for new light water power reactors and research reactors. ... Where existing reactors are concerned, the Safety Guidelines provide insight into the latest nuclear safety developments and insights to facilitate continuous improvement. Evaluation of a nuclear reactor's safety in the light of the best technology currently available may warrant action to improve nuclear safety, insofar as such action may reasonably be expected.“*

Im belgischen kerntechnischen Regelwerk ist hierzu im Artikel 14, der sich mit Anforderungen an die periodische Sicherheitsüberprüfung von AKW befasst, festgelegt, dass diesen Prüfungen u. a. die Entwicklungen in den Normen zur nuklearen Sicherheit, zu Technologien, bei der Forschung und Entwicklung und bei internationalen Vorschriften zu Grunde zu legen sind (Roi des Belges 2011):

*„En complément des études de sûreté nucléaire réalisées dans d'autres cadres, l'objectif d'une révision périodique est de réaliser une évaluation systématique de la sûreté nucléaire d'une installation ... Sont pris notamment en compte, pour l'évaluation de sûreté: - les évolutions intervenues au niveau des normes de sûreté nucléaire, de la technologie, de la recherche et développement, ainsi que de la réglementation internationale; ...“*

In diesem Kontext sind damit in Bezug auf die Bestimmung eines Bewertungsmaßstabes weiterhin die „European Utility Requirements for LWR nuclear power plants“ (EUR) von Bedeutung (EUR 2012). Die EUR sind auf Initiative 15 europäischer Stromversorgungsunternehmen als einheitlicher Sicherheitsrahmen für neu zu errichtende AKW entwickelt worden.

Aus den genannten Quellen werden die für die weitere Untersuchung zugrunde zu legenden Bewertungsmaßstäbe abgeleitet. Dabei werden spezifisch die folgenden Themenfelder behandelt:

- Sicherheitsanforderungen in Bezug auf den Schutz gegen Einwirkungen von außen,
- Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 3 sowie
- Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 4.

Hinsichtlich der Einwirkungen von außen wird dabei zwischen

- naturbedingten Einwirkungen und
- zivilisatorisch bedingten Einwirkungen

unterschieden.

Die grundlegenden Anforderungen an die Berücksichtigung naturbedingter Einwirkungen in Bezug auf die Sicherheit von AKW sind in den IAEA Specific Safety Guides hinsichtlich Erdbeben im SSG-9 (IAEA 2010) sowie zur Überflutung im SSG-18 (IAEA 2011a) beschrieben.

Im Rahmen der WENRA Reference Level wurde nach Fukushima eine neues Level T zu naturbedingten Einwirkungen von außen ergänzt.

Gemäß WENRA Reference Level E5.2 sind hinsichtlich der Sicherheit der Anlage in Ergänzung zu den naturbedingten übergreifenden Einwirkungen auch zivilisatorisch bedingte Einwirkungen zu berücksichtigen. Zu den zivilisatorisch bedingten Einwirkungen zählt u. a. der unfallbedingte Flugzeugabsturz.

In Frankreich gelten in Bezug auf die Anforderungen zum Schutz von AKW gegen die Lasten aus Erdbeben aktuell die Fundamental Safety Rule n°2001-01 (ASN 2001a) und der ASN Guide ASN 2/01 (ASN 2006), in Bezug auf das Schutzkonzept gegen Überflutung der ASN Guide 13 (ASN 2013).

Nach (ASN 2001b) wurden die französischen AKW auf der Grundlage probabilistischer Analysen zur Absturzhäufigkeit von Flugzeugen standortspezifisch u. a. gegen die Einwirkungen aus kleinen Zivilflugzeugen («les petits avions civils (aviation générale, de masse inférieure à 5,7 tonnes)») ausgelegt. Die in Frankreich geltenden Anforderungen an die Auslegung des EPR gegen Flugzeugabsturz sind demgegenüber in (ASN 2000) angegeben, vgl. auch Kap. 5.3 und 5.4.

In Finnland ist für AKW ein umfassendes Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen gefordert, speziell auch für den Fall eines Flugzeugabsturzes, vgl. (STUK 2013b), dort Kap. 4, §416, Kap. 4, §421 sowie Kap. 6, §603, 4. d. und e.).

In den Niederlanden wird ebenfalls ein Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen gefordert (ANVS 2015, DSR Kap. 2.5):

*„Concept of protection against internal and external hazards“*

Im Anhang 2 dieser Regel („Requirements for provisions and protection against hazards“) werden die einzuhaltenden Anforderungen präzise angegeben, u. a. in 4.2.1.1 zu den Einwirkungen aus Erdbeben, in 4.2.1.2 zu den Einwirkungen aus Überflutungen und in 4.2.2.1 zu den Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz.

In Belgien sind im Regelwerk (Roi des Belges 2011), dort Artikel 20.3, die externen Einwirkungen aufgelistet, die mindestens bei der Auslegung eines AKW zu berücksichtigen sind:

*„Parmi les événements d'origine externe à prendre en considération figurent au minimum les événements d'origine naturelle caractéristiques du site ...“.*

Dazu zählen Erdbeben und Überflutungen, aber auch der Flugzeugabsturz:

„...“

- les inondations externes,

- les séismes,

ainsi que les événements résultant d'activités humaines tels que:

- les chutes d'aéronefs; ...“.

Spezifische Anforderungen an die Berücksichtigung von Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz für neu zu errichtende Anlagen sind in einer spezifischen belgischen Richtlinie geregelt (FANC 2015).

Den zivilisatorisch bedingten Einwirkungen kann auch die Thematik der Störmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter (SEWD) zugeordnet werden. Die besondere Rolle der Sicherheitsmaßnahmen wurde auf europäischer Ebene nach Fukushima beispielsweise mit (Council of the European Union 2012) erneut thematisiert. Auch wenn diesbezügliche Maßnahmen und Anforderungen im Detail nicht öffentlich zugänglich sind, stellen die grundlegenden Anforderungen dennoch einen wichtigen Prüfmaßstab für die folgenden Untersuchungen dar und werden entsprechend ausgewertet.

Der Umfang der gegen SEWD erforderlichen Sicherungsmaßnahmen ist insbesondere bestimmt durch den Stand der sicherheitstechnische Auslegung des jeweiligen AKW, hierzu gehören u. a.:

- die Auslegung der Anlage gegen postulierte Störfälle mit der Redundanz und räumlichen Trennung von Sicherheitssystemen einschließlich der Hilfs- und Versorgungssysteme;
- die Auslegung des Containments;
- die Maßnahmen gegen Flugzeugabsturz, Druckwellen aus chemischen Reaktionen usw.;
- die Betriebs- und Störfallinstrumentierung;
- die Maßnahmen des Strahlenschutzes (insbesondere die Zugangsbeschränkungen und -kontrollen), der Arbeitssicherheit und der Arbeitserlaubnis und -freigabe sowie
- die Maßnahmen der System- und Komponentenüberwachung durch Schichttrundgänge und wiederkehrende Prüfungen.

Wichtige Anforderungen an die Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 lassen sich aus (IAEA 2016c) und (WENRA 2014a) sowie spezifisch für Frankreich aus (ASN 2012d) ableiten.

Dies betrifft Anforderungen

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

Dies betrifft auch entsprechende Anforderungen an die Hilfs- und Versorgungseinrichtungen.

Vergleichbare Anforderungen sind im finnischen Regelwerk (STUK 2013b), im niederländischen Regelwerk (ANVS 2015) und im belgischen Regelwerk (Roi des Belges 2011) angegeben. In Bezug auf die hohe Bedeutung der Einzelfehlerfestigkeit von Sicherheitssystemen findet man in den eben genannten Regeln z. B. folgende Festlegungen:

(STUK 2013b) fordert in §448:

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

In (ANVS 2015) sind ebenfalls Anforderungen an die redundante Ausführung von Sicherheitssysteme angegeben, dort insbesondere in Kapitel 3.1 (9):

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

*– a failure of an item important to safety due to single failure with the most unfavourable effects occurs, and*

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

Die Anforderungen in (Roi des Belges 2011) in Kapitel 20.8.3 an die erforderliche Redundanz von Sicherheitssystemen stehen grundsätzlich in Übereinstimmung von den o. g. Anforderungen:

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

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

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

Gemäß (IAEA 2016c) aber auch der EU-Sicherheitsdirektive (Rat der Europäischen Union 2014b) sowie (WENRA 2014a) müssen darüber hinaus auch für existierende Anlagen als Teil des Sicherheitskonzepts auch solche Anlagenzustände, die nicht Gegenstand der ursprünglichen Auslegung waren, sogenannte auslegungsüberschreitende Ereignisse, betrachtet werden.

Dabei sind sowohl Anlagenzustände, bei denen durch Maßnahmen und Einrichtungen des präventiven anlageninternen Notfallschutzes schwere Brennelementschäden im Reaktorkern oder im Brennelementlagerbecken noch verhindert werden können als auch Anlagenzustände, die durch schwere Brennelementschäden bis einschließlich des Erreichens von Brennelement-Schmelzzuständen charakterisiert sind und bei denen zur Begrenzung radiologischer Auswirkungen mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen erforderlich sind, zu betrachten.

Bezüglich der Ausbildung der Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 gelten gegenüber denen der Sicherheitsebene 3 zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen abgemilderte Sicherheitsanforderungen. Nach (IAEA 2016c) und den Erläuterungen zum WENRA Reference Level F1.1 (WENRA 2014b) sollen die Maßnahmen und Einrichtungen unabhängig von denen der Sicherheitsebene 3 sein. Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Die Wirksamkeit soll so bemessen sein, dass das grundlegende Sicherheitsziel (s. o.) sichergestellt werden kann.

Ein zu WENRA vergleichbarer Ansatz zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände bzw. zur Minderung diesbezüglicher Folgen ist in (EUR 2012, 2.1.4) beschrieben.

Auch im französischen Dekret (ASN 2007) ist in Bezug auf den EPR festgelegt, dass die Anlage gegen Unfälle mit Schmelzen des Reaktorkerns sowie von Brennelementen im Brennelementbecken ausgelegt sein muss und insbesondere Unfallabläufe mit der Möglichkeit von großen frühen Freisetzungen ausgeschlossen sein müssen:

*“Accidents involving core meltdown and likely to lead to large early releases shall be the subject of preventive measures relying on the design provisions and completed, where ap-*

*propriate, by operating measures, the performance and reliability of which shall allow for that type of situation to be excluded.”*

Einen „praktischen Ausschluss“ von Ereignissen mit frühen oder großen Freisetzungen fordert auch (IAEA 2016c):

*“5.31. The design shall be such that the possibility of conditions arising that could lead to an early radioactive release or a large radioactive release is ‘practically eliminated’.”*

Darunter wird verstanden, dass solche Ereignisse entweder physikalisch unmöglich sind, oder solche Ereignisse extrem unwahrscheinlich sind, wobei eine solche sehr geringe Wahrscheinlichkeit auch mit einer hohen Aussagesicherheit nachweisbar sein muss:

*“The possibility of certain conditions arising may be considered to have been ‘practically eliminated’ if it would be physically impossible for the conditions to arise or if these conditions could be considered with a high level of confidence to be extremely unlikely to arise.”*

Aus den Erkenntnissen des Reaktorunfalls in Fukushima und der in der Folge durchgeführten Sicherheitsanalysen hat man in Frankreich die Nachrüstung der bestehenden AKW insbesondere in Bezug auf die Verstärkung der Sicherheitsebene 4 forciert. Die französische Aufsichtsbehörde hat diesbezüglich Festlegungen zur Installation eines sog. „Hardened Safety Core“ erlassen, auch in Bezug auf das AKW Cattenom (ASN 2012e).

Das finnische kerntechnische Regelwerk (STUK 2013b) fordert einen systematischen Ansatz zum Umgang mit auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen. Es ist gefordert, dass die einzelnen Sicherheitsebenen im gestaffelten Sicherheitskonzept so unabhängig voneinander wirksam sein sollen wie vernünftigerweise erreichbar (§ 425):

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

Die Systeme der vierten Sicherheitsebene sollen ohne Rückgriff auf die vorgelagerten Sicherheitsebenen wirken (§ 431) und müssen wirksam sein (§444):

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

...

*444 The reactor shall meet the acceptance criteria set for events in design basis categories DBC1, DBC2, DBC3, DBC4 and DEC. The acceptance criteria for radiological consequences in each event category are specified in Sections 8, 9 and 10 of Government Decree 717/2013 and in Guide YVL C.3. The acceptance criteria concerning fuel failures are specified in Guide YVL B.4, and those concerning overpressure protection in Guide YVL*



*B.3. The analysis requirements for demonstrating fulfilment of the criteria are given in Guide YVL B.3.”*

Auch in (ANVS 2015), Artikel 2.1 (1) ist das Vorhandensein einer vierten Sicherheitsebene zur Erreichung der in Artikel 2.1 (3b) angegebenen Sicherheitsziele gefordert.

*„2.1 (1) The confinement of the radioactive materials present in the nuclear power plant as well as the shielding of the radiation emitted by these materials shall be ensured.*

*In order to achieve this objective, a safety concept shall be implemented in which inherent features, equipment and procedures are allocated to different levels of defence which are characterised by the following plant states:*

...

*– Level 3 of defence in depth:*

- Level 3a of defence in depth: postulated single initiating events*
- Level 3b of defence in depth: postulated multiple failure events*

*– Level 4 of defence in depth: postulated core melt accidents. ...*

*2.1 (3b) At level 4 of defence in depth, complementary safety features shall be provided*

*a) to practically eliminate situations that could lead to early or large releases of radioactive material,*

*b) to control accidents with core melt,*

*c) to achieve a long-term stable state.”*

Ebenso wie im finnischen Regelwerk ist auch hier die unabhängige Ausbildung der Sicherheits-ebenen im gestaffelten Sicherheitskonzept gefordert (Artikel 2.1 (6)):

*“Independence between levels of defence in depth shall be implemented as far as practicable with a particular attention for levels 3 and 4 because of the enhanced severity of overall consequences if failures of these two levels occur simultaneously ...”*

Anforderung in Bezug auf die Beherrschung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände sind auch (Roi des Belges 2011), dort Artikel 21 verankert:

*“Art. 21. Extension de la conception des réacteurs*

*21.1 - Objectif*

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

*Les notions suivantes sont utilisées:*

*- Accident de dimensionnement (Design Basis Accident): circonstances accidentelles considérées lors de la conception de la centrale nucléaire, lors desquelles les dégâts occa-*

*sionnés au combustible et le relâchement de matières radioactives ne dépassent pas les limites autorisées.*

*- Accident hors dimensionnement ou hors conception (Beyond Design Basis Accident): circonstances accidentelles plus sévères que celles des accidents de dimensionnement.*

*- Accident grave (Severe Accident): circonstances accidentelles hors dimensionnement avec endommagement du coeur du réacteur.*

#### *21.2 - Sélection et analyse d'accidents hors dimensionnement*

*Il faut identifier et revoir périodiquement, autant sur base de méthodes probabilistes et déterministes que sur base de jugements techniques, les séquences accidentelles hors dimensionnement afin de déterminer celles pour lesquelles des mesures de prévention ou d'atténuation raisonnablement applicables peuvent être identifiées et mises en oeuvre.*

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

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

## **Fazit**

Als Konsequenzen aus Unfällen in AKW, insbesondere aus den Unfällen in Three Mile Island 1979, Tschernobyl 1986 und in Fukushima 2011 wurden wichtige sicherheitstechnische Anforderungen zur Verbesserung der bisherigen Sicherheitskonzepte von AKW entwickelt und wurden in den kerntechnischen Regelwerken verankert. 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 (Sicherheitsebene 3), z. B. durch Sicherstellung der erforderlichen Redundanz von Sicherheitseinrichtungen auch für den Fall von Instandhaltungen sowie durch Maßnahmen zum Schutz redundanter Sicherheitseinrichtungen gegen den Ausfall aus gemeinsamer Ursache (z. B. infolge anlageninterner Brände oder Überflutungen).
- die Gewährleistung der Wirksamkeit aller Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts für den Fall anlagenexterner übergreifender Einwirkungen wie Erdbeben, Überflutungen, Flugzeugabsturz. Nicht beherrschbare Anlagenzustände sowie daraus resultierende unzulässige radiologische Auswirkungen sollen praktisch ausgeschlossen 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 oder zur gefilterten Druckentlastung des Containments.

Die weiterentwickelten Anforderungen an die Sicherheit von AKW finden Anwendung in der Auslegung beim Neubau von AKW und bilden gleichzeitig die Grundlage für die Bewertung des Sicher-

heitszustandes in Betrieb befindlicher AKW sowie dabei abzuleitender, gegebenenfalls erforderlicher Nachrüstungen.

## 5. Einwirkungen von außen (EVA)

In diesem Kapitel werden das der Auslegung der Anlage Cattenom zugrundeliegende Einwirkungsspektrum mit Blick auf naturbedingte und zivilisatorische Einwirkungen von außen wie Erdbeben oder Flugzeugabsturz sowie die zugrundeliegenden Methoden der Gefährdungsbestimmung hinsichtlich ihrer Aktualität und Kompatibilität mit den insbesondere nach Fukushima fortgeschrittenen internationalen und nationalen Anforderungen analysiert.

Externe Einwirkungen verfügen über ein Potential zur gleichzeitigen Beeinträchtigung aller Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts eines AKW. Ein robustes Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen ist deshalb von besonderer Bedeutung für die Sicherheit von AKW.

Externe (naturbedingte und zivilisatorisch bedingte) Einwirkungen sind sowohl bei der Auslegung von Sicherheitseinrichtungen von AKW als auch als mögliche Auslöser für Störfälle zu berücksichtigen. Entsprechende Anforderungen sind in den Safety Standards der IAEA in (IAEA 2016c, Requirement 17) angegeben, eine Auflistung von Anforderungen an die bei der Auslegung von AKW zu berücksichtigenden externen Einwirkungen enthält (IAEA 2016d), so u. a. zu Erdbeben (3.1-3.4), Überflutung (3.18-3.32) und Flugzeugabsturz (3.44-3.47). Speziell in Bezug auf die Auslegung gegen naturbedingte Einwirkungen ist in (IAEA 2016c) gefordert, dass cliff-edge Effekte ausgeschlossen sein sollen:

*“5.21 The design of the plant shall provide for an adequate margin to protect items important to safety against levels of external hazards to be considered for design, derived from the hazard evaluation for the site, and to avoid cliff edge effects.”*

Dabei wird unter „cliff edge effects“ verstanden:

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

In Übereinstimmung mit den Empfehlungen der IAEA fordert WENRA im Reference Level E5.2 die Berücksichtigung anlagenexterner Einwirkungen bei der Auslegung von AKW (WENRA 2014a). Nach WENRA Reference Level F2.2 sollen auch auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen in die Betrachtungen einbezogen werden. In Reference Level F3.1 ist gefordert, dass solche Sicherheiten in Bezug auf die Auslegung gegen externe Einwirkungen vorhanden sein müssen, dass „cliff-edge“ Effekte ausgeschlossen werden können. Ähnlich gelagerte Anforderungen in Bezug auf die Einwirkung „Erdbeben“ enthalten auch die EUR (EUR 2012), dort 2.1.5.3.1.

In Frankreich gelten generelle Anforderungen hinsichtlich der Berücksichtigung externer Einwirkungen beim Nachweis der Sicherheit von AKW (ASN 2012d, Article 3.6).

Seitens ASN wird darauf verwiesen, dass im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen eine Neubewertung der Sicherheit des betreffenden AKW stattfindet (ASN 2016a):

*“As licensee of basic nuclear installations (BNIs) and in accordance with Article L. 593-18 of the Environment Code, Electricité de France (EDF) is required to conduct a safety review of each of its reactors every ten years.*

*The purpose of this periodic review is to assess the condition of each reactor in the light of the applicable rules and to update the assessment of the risks or drawbacks that presents*

*this reactor with regard to the interests mentioned in Article L. 593-1 of the Environment Code, more specifically taking account of the condition of the facility, the experience acquired during its operation, evolution of knowledge and the rules applying to similar facilities. It must also take account of international best practices."*

Neben anderen Aspekten ist auch ein „Reassessment of hazard-related risks“ Teil der periodischen Sicherheitsüberprüfung.

## 5.1. Naturbedingte EVA – Spezifische Anforderungen Erdbeben

### 5.1.1. Bewertungsmaßstab

In Bezug auf die Auslegung gegen Erdbeben wird nach WENRA Reference Level T4.2 gefordert (WENRA 2014a):

*„The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to natural hazards. A common target value of frequency, not higher than  $10^{-4}$  per annum, shall be used for each design basis event“.*

Nach (EUR 2012), dort 2.4.1.2.1, soll ein AKW so ausgelegt sein, dass es ein sog. „Design Basis Earthquake“ (DBE) beherrscht. Gemäß 2.4.1.2.1.3 ist gefordert:

*„The free-field zero-period horizontal acceleration at ground level of the DBE is set at 0,25 g and is associated with three ground motion response spectra.“...„The Standard Design\* which results from this procedure is expected to be able to withstand site-specific Safe Shutdown Earthquake\* (SSE) seismic events at a higher level than 0,25 g ground motion, as the SSE will be related to a single spectrum and a single set of soil parameters.“*

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

In Frankreich gelten in Bezug auf die Anforderungen zum Schutz von AKW gegen die Lasten aus Erdbeben aktuell die Anforderungen aus der Fundamental safety rule n°2001-01 (ASN 2001a). Demnach baut das deterministisch geprägte französische Schutzkonzept gegen Lasten aus Erdbeben auf ein sog.

*„...“Maximum Historically Probable Earthquake“ (Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables - SMHV) considered to be the most penalising earthquakes liable to occur over a period comparable to the historical period, or about 1000 years“*

auf. Davon ausgehend wird ein Bemessungserdbeben, das sog. "Safe Shutdown Earthquakes" (Séismes Majorés de Sécurité - SMS) bestimmt. Dabei kommt eine einfache Gleichung unter Bezugnahme auf die standortbezogene Erdbeben-Intensität I zur Anwendung:

$$I(\text{SMS}) = I(\text{SMHV}) + 1$$

Das nach (ASN 2001a) im Minimum festgelegte seismische Level liegt bei 0,1g, vgl. auch (ASN 2017h, 3.3.3.2.9).

In Bezug auf die Auslegung des „Hardened Safety Cores“ sind in Frankreich erhöhte Anforderungen im Rahmen des Stresstests nach Fukushima diskutiert worden. Nach vorliegenden Informationen soll das „Hardened Safety Core“ gegen Erdbeben wie folgt ausgelegt sein (ASN 2014b):

*“All the Hardened Safety Core SSCs have a specific Safe Shutdown Earthquake called SND. The SND is 1.5 times higher than the SSE of the other safety systems of the plant. Note that the SND is defined with the respect of the SSE based on the site seismology. The 1.5 factor is of the order of magnitude of the margins between the Maximum Historically Probable Earthquake (MHPE) and the SSE.”*

Demgegenüber stellt die Aufsichtsbehörde ASN in (ASN 2011, S. 25) fest, dass der Unterschied einer Intensitätstufe typischerweise einem Faktor 2 in den abzutragenden Einwirkungen entspricht:

*„The MSK scale was determined such that a one-degree increase corresponds overall to a doubling in the motion parameter.”*

Auch (Grolleau et al. 2015) stellen fest:

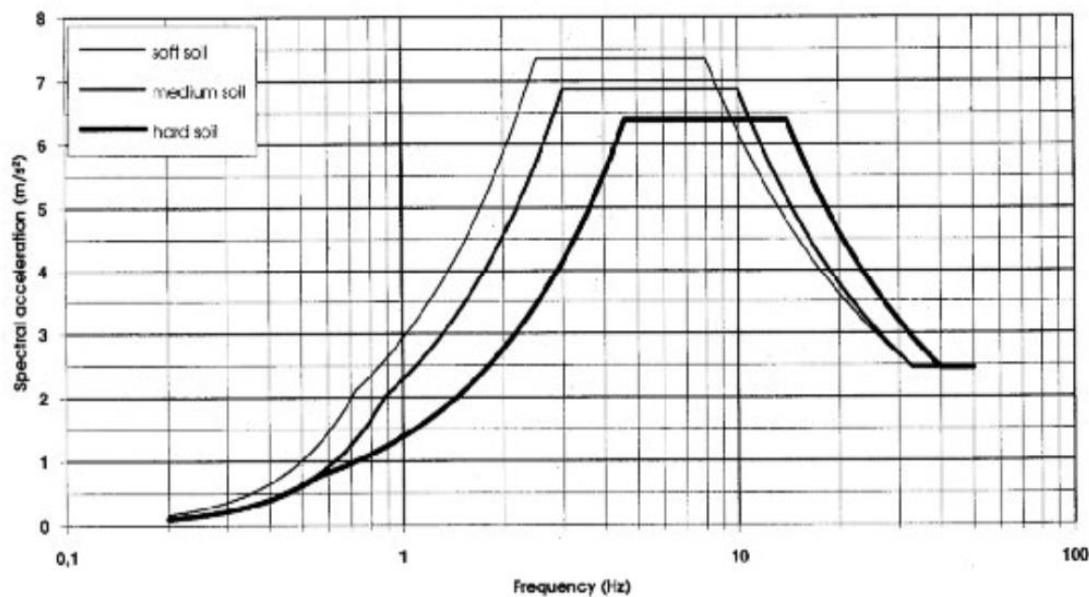
*“Licensees must define a HSC reference seismic spectrum meeting the following requirements:*

- Be 50% higher than the seismic spectrum chosen as a reference for the design of new nuclear facilities*
- Be conservative of spectra defined accordingly to a probabilistic manner with a return period of 20 000 years (PSHA)*
- Take into account the possible effects due to the facility location including the nature of the soil”*

Die Anforderungen an den EPR lassen in Bezug auf die Auslegung des AKW gegen Erdbeben zwei Alternativen zu (ASN 2000):

- Standortspezifische Spektren und Beschleunigungswerte, vgl. Abbildung 5-1 oder
- Standardisierte Auslegung gegen Erdbeben der Intensität VIII auf der MSK-Skala

Abbildung 5-1: Erdbebenspektren zur Auslegung des EPR



Quelle: (ASN 2000)

In Finnland gilt in Bezug auf die Anlagenauslegung gegen Einwirkungen aus Erdbeben die Regel (STUK 2013a). Dort wird gefordert:

*„401. When applying for a construction licence for the nuclear facility, a report on the determination of the design basis earthquake used in seismic design shall be provided. A design basis earthquake refers to facility site ground motion used as the basis for the nuclear facility’s design. The design basis earthquake shall be so defined that in the current geological conditions the anticipated frequency of occurrence of stronger ground motions is less than once in a hundred thousand years ( $1 \times 10^{-5}/y$ ) at a median confidence level. The determination of the design basis earthquake shall be described and justified and in addition to the area’s seismic history, also regional and local geology as well as tectonics shall be considered.“*

Die Anforderung aus der finnischen Regel ist in Übereinstimmung mit einer entsprechenden Anforderung der deutschen KTA 2201 (KTA 2011) wonach gilt:

*„(4) Das Bemessungserdbeben ist unter Bewertung der deterministischen und probabilistischen Bestimmungen festzulegen. Die zugehörigen seismischen Einwirkungen dürfen jeweils für den 50%-Fraktilwert angegeben werden, wenn die Überschreitenswahrscheinlichkeit der Kenngrößen des Bemessungserdbebens bei  $10^{-5}/a$  liegt.“*

Im niederländischen kerntechnischen Regelwerk bezieht man sich bezüglich des in diesem Regelwerk verwendeten Begriffes

*„best technology currently available“*

inhaltlich u. a. auf die Regeln des KTA. Man kann also auch hier davon ausgehen, dass die KTA 2201 im niederländischen kerntechnischen Regelwerk vollumfänglich Anwendung findet.

### 5.1.2. Sachstand

(EDF 2011, N°2-28/69) stellt fest, dass im Bereich des Zwischenkühlsystems (RRI) der Anlage Cattenom (sowie der übrigen 1.300 MW Anlagen in Frankreich) ein Defizit im Bereich der Auslegung gegen Erdbeben an bestimmten Rohrleitungshalterungen vorhanden ist. Unter den Bedingungen des Bemessungserdbebens kann es zu einem Versagen von Verbindungsleitungen des RRI in einem in Betrieb befindlichen Strang kommen, mit der Folge eines Wasserverlusts aus den Leitungen und einem dadurch bedingten Ausfall der Lagerbeckenkühlung. Die Kühlung des Reaktorkerns könne in diesem Fall noch durch den zweiten Strang des RRI gewährleistet werden. Die Kühlung des Lagerbeckens werde über Verdunstungskühlung erreicht. Die erforderliche Nachrüstung im Bereich des RRI (mechanische Ertüchtigung der Halterungen) ist für den Zeitraum zwischen 2013 und 2016 vorgesehen. Gemäß (EDF 2011, N°8 Annex) soll die Möglichkeit einer beschleunigten Nachrüstung überprüft werden.

Auch (Majer 2012) verweist darauf, dass Teile des Zwischenkühlkreislaufes der nuklearen Hilfsanlagen nicht für die Belastungen aus dem Bemessungserdbeben ausgelegt sind und daher auch nach dem jetzt schon geltenden Bemessungserdbeben nicht mehr zur Verfügung stehen, jedenfalls davon kein Kredit davon genommen werden kann. Die Nicht-Kühlbarkeit von nuklearen Hilfsanlagen nach einem Erdbeben kann zu ernststen Sicherheitsproblemen führen, die unbedingt vermieden werden müssen. Eine unverzügliche Nachrüstung dieser Bereiche für ein Erdbeben sei daher zu fordern.

In (EDF 2011, N°2-58/69ff) wird zwar das Feuerlöschsystem als seismisch qualifiziert eingestuft. (Pistner et al. 2012) stellen jedoch fest, dass Feuerlöscheinrichtungen in französischen Atomkraftwerken bislang nur für die halbe Stärke des Sicherheitserdbebens ausgelegt sind. Auch nach den Angaben in (ASN 2016b, S. 171) betrifft die seismische Einstufung des Feuerlöschsystems lediglich das betrieblich zu unterstellende Erdbeben (OBE).

Diesbezüglich hat die Aufsichtsbehörde mit (ASN 2012e) eine Überprüfung und ggf. Nachrüstung aller sicherheitstechnisch wichtigen, aber nicht (vollständig) gegen das Bemessungserdbeben ausgelegter Einrichtungen gefordert [ECS-12]. Der Betreiber hat die Erdbebenfestigkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Brandschutzeinrichtungen gegenüber einem SMS zu überprüfen und gegebenenfalls Ertüchtigungen vorzunehmen, um die Verfügbarkeit der Brandschutzeinrichtungen auch unter den Bedingungen des SMS sicherzustellen.

In diesem Zusammenhang hat EDF eine Überprüfung der sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen durchgeführt, die lediglich für das OBE qualifiziert wurden, um ihre Widerstandsfähigkeit gegenüber dem zu unterstellenden Bemessungserdbeben festzustellen. Nach (ASN 2014c) hat der Betreiber entsprechende Untersuchungen vorgelegt. Gemäß (ASN 2016b, S. 171) wurden Arbeiten zur Ertüchtigung derartiger Einrichtungen begonnen. Sie sollen gemäß (ASN 2017c) während der nächsten periodischen Sicherheitsüberprüfung der betroffenen Reaktoren umgesetzt werden.

(Pistner et al. 2012) stellen fest, dass Systeme zur Versorgung mit Wasserstoff in den französischen Anlagen bislang nicht für das Bemessungserdbeben SMS ausgelegt sind. Wesentliche generische, für die 1.300 MW-Anlagen aus den dritten Sicherheitsüberprüfungen abgeleitete Maßnahmen betreffen nach (Feron 2015) eine seismische Ertüchtigung von Leitungen zur Wasserstoffverteilung in den Anlagen. Auch nach (ASN 2014c) und (ASN 2016b, S. 171) hat im Zusammenhang mit der Überprüfung von Einrichtungen, die im Rahmen von seismischen Wechselwirkungen durch andere Einrichtungen beeinträchtigt werden können, eine Überprüfung von Leitungen zur Versorgung mit Wasserstoff zu erfolgen. Eine Umsetzung der Arbeiten ist gemäß (ASN 2017c) für die französischen P'4-Anlagen bis 2020 vorgesehen.



Mit Blick auf die auslegungsgemäße Beherrschung eines Bemessungserdbebens wurde mit (ASN 2017a) eine weitere Konformitätsabweichung festgestellt. Demnach besteht in der Anlage Cattenom (ebenso wie in weiteren Anlagen der 900 und 1.300 MW-Serien) die Gefahr eines Verlusts der ultimativen Wärmesenke (Nebenkühlwassersystem SEC). Durch ein erdbebenbedingtes Versagen von Leitungen des Feuerlöschsystems (JPP) oder der Kühlwasserfilterung (CFI, SFI) kann es zu einer internen Überflutung im Bereich der Nebenkühlwasserpumpen und damit zu einem Ausfall von Strängen des Nebenkühlwassersystems kommen. Für die Anlage Cattenom gilt dies für beide Stränge des Nebenkühlwassersystems, es kann also zu einem vollständigen Ausfall des Systems kommen. Die erforderlichen Reparaturen sollen für die laufenden Reaktoren so früh wie möglich, für gegenwärtig abgeschaltete Reaktoren vor dem Wiederaufstart durchgeführt werden.

Auf die Problematik von internen Überflutungen, ausgelöst durch ein Versagen von Leitungen des Feuerlöschsystems (hier für Einrichtungen im Schaltanlagegebäude), hat die Aufsichtsbehörde bereits in Reaktion auf Ergebnisse aus der dritten periodischen Sicherheitsüberprüfung der 1.300 MW-Anlagen hingewiesen (ASN 2016b, S. 122).

Weiterhin wurde für verschiedene französische Anlagen der Baureihe P'4 eine Abweichung bezüglich der Erdbebenwiderstandsfähigkeit von Komponenten der Notstromdiesel (Verankerungen, Ausgleichsbehälter) festgestellt (EDF 2017a). Die Aufsichtsbehörde hat die Beseitigung dieser Mängel bis zum August 2017 gefordert (ASN 2017g).

Die IRSN beschreibt die möglichen Auswirkungen dieser Konformitätsabweichungen in (IRSN 2017) so, dass im Falle eines Erdbebens ein kurzfristiger Ausfall der Notstromdiesel resultiert. Gleichzeitig verweist die IRSN auf ein Defizit im Bereich der frischdampfgetriebenen Generators LLS, vgl. hierzu Kap. 7.1:

*“Pour assurer leurs fonctions, les vases d'expansion doivent rester intègres. La perte des fonctions assurées par les vases d'expansion conduirait, à très court terme, à l'indisponibilité des groupes électrogènes de secours. En cas de séisme, l'intégrité de ces vases d'expansion est donc requise pour faire face aux conséquences de la perte probable des alimentations électriques externes du site.*

*Il convient de noter que les réacteurs du palier 1300 MWe sont également affectés par un écart de conformité relatif au turboalternateur de secours LLS, ce qui le rend indisponible à court terme en situation de perte des alimentations électriques externes cumulée à la perte des groupes électrogènes de secours.*“

In Ergänzung dazu stellt IRSN in (IRSN 2018) fest, dass bei einem Bemessungserdbeben auch der am Standort einfach vorhandene zusätzliche Notstromgenerator TAC als ausgefallen anzunehmen ist, da er nicht für dieses Ereignis ausgelegt ist:

*„Par ailleurs, la turbine à combustion de site, prévue pour assurer, pour un seul réacteur du site, l'alimentation de certains matériels d'ultime secours en situation de perte totale des alimentations électriques cumulée à une défaillance du turboalternateur de secours LLS, n'est pas dimensionnée pour fonctionner après un séisme.*“

Damit stünden für das auf Sicherheitsebene 3 auslegungsgemäß anzunehmende Bemessungserdbeben weder die externe Stromversorgung, die beiden Notstromdiesel LHG, der frischdampfgetriebenen Generators LLS noch der einfach vorhandene zusätzliche Notstromgenerator TAC zur Verfügung. In der Folge käme es gemäß (IRSN 2017) kurzfristig zu einem schweren Unfall mit Kernschaden und einem Versagen der Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken:

*„Ainsi, en cas de séisme affectant les réacteurs ..., la perte des groupes électrogènes et des alimentations électriques externes pourrait conduire à terme à une fusion du combustible dans le bâtiment du réacteur, ainsi qu'à une perte de refroidissement de la piscine de stockage du combustible usé.”*

Gemäß der Angaben in (ASN 2018) bestätigt ASN, dass für alle Anlagen der 1.300 MW Baureihe eine Verstärkung der betroffenen Verankerungen der Notstromdiesel durchgeführt wurden.

(EDF 2011, N°2-47/49 u. 8-7/17) stellt weiterhin fest, dass im Rahmen der Analyse ein sicherheitstechnisches Defizit im Zusammenhang mit der Dampferzeugerbespeisung identifiziert wurde. So sei bei Erdbeben und einem Verlust der externen Stromversorgung ein Wiederauffüllen der sekundärseitigen Speisewasservorräte (ASG) nicht möglich. Für diesen Fall soll ein schnelles sekundärseitiges Abfahren zur Übergabe an das primärseitige Nachkühlsystem (RRA) erfolgen, bevor die Speisewasservorräte erschöpft sind.

Nach (EDF 2011, N°2-30/69) wurde bereits 2006 ein Defizit bei der auslegungsgemäßen Beherrschung eines Dimensionierungserdbeben festgestellt. Aufgrund des bei einem solchen Ereignis zu unterstellenden Verlusts der externen Stromversorgung können die sekundärseitigen Notspeisewasservorräte (ASG-Behälter) nicht ergänzt werden. Die Anlage muss mit den vorhandenen ASG-Vorräten bis auf die Übergabebedingungen des primärseitigen Kühlsystems (RRA) abgefahren werden. Dabei bestehen Defizite hinsichtlich der Kühlungsmöglichkeiten im Bereich der Steuerstabantriebe bzw. des Reaktordruckbehälterdeckels, welcher durch das System zur Steuerstabantriebs-Kühlung (RRM) gekühlt werden muss. Hierdurch ist es möglich, dass die gesicherten ASG-Vorräte nicht ausreichen, um die Anlage bis zu den Übergabebedingungen des RRA abzufahren. Mögliche Nachrüstmaßnahmen wurden 2010 von EDF vorgeschlagen und waren für das Jahr 2013 geplant.

In (ASN 2017c, 23/97) stellt die Aufsichtsbehörde fest, dass bei routinemäßigen Überprüfungen und Inspektionen der französischen Atomkraftwerke nach wie vor Abweichungen in der Auslegung verschiedener Komponenten der Anlagen von den seismischen Anforderungen festgestellt werden.

Mit Blick auf auslegungsüberschreitende Ereignisse hat der Betreiber EDF in seinem Stresstestbericht (EDF 2011) verschiedene mögliche Beiträge im Rahmen der Auslegung der Anlage ausgewiesen, die zu einer Robustheit gegenüber Erdbebenereignissen beitragen. Dazu zählen einerseits Margen bei der Bestimmung des Sicherheitserdbebens und andererseits Margen bei der Auslegung der Gebäude und Systeme. Der Betreiber weist im Resultat Sicherheitsfaktoren aus, die angeben sollen, welche Beschleunigungen im Vergleich zu den im Rahmen der Auslegung bestimmten Beschleunigungen noch ohne Schaden an der Anlage abgetragen werden können.

Insgesamt schlussfolgert EDF, dass bezüglich der Robustheit der Anlage Cattenom gegenüber Erdbeben eine Sicherheitsmarge von mindestens einem Faktor 1,5 besteht, wobei EDF noch eine Reihe von Aspekten identifiziert, die analysiert werden müssen, bevor dieser Faktor vollständig bestätigt werden kann.

Der Betreiber hat dazu weitere Untersuchungen und Nachrüstungen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegenüber seismischen Einwirkungen auf das 1,5fache des Bemessungserdbebens (SMS) der Anlage Cattenom angekündigt, vgl. Kap. 3.2.1.

Für die Vorratsbehälter SER, die keine seismische Qualifizierung aufweisen, schätzt EDF die Robustheit für Beschleunigungen von 0,1 g, also etwa dem 0,8fachen des SMS ab.

Auch wenn ASN der grundsätzlichen Vorgehensweise des Betreibers zur Ausweisung von Sicherheitsreserven zustimmen kann, stellt ASN fest, dass die bislang ausgewiesenen Reserven nicht als ausreichend belastbar angesehen werden können. So würden von EDF insbesondere auch solche Reserven in der Auslegung belastet, die für eine konservative Abdeckung von Unsicherheiten im Rahmen der Auslegung eingeführt wurden. Darum hat der Betreiber einen Aktionsplan für die genauere Bestimmung der vorhandenen seismischen Margen und von Vorschlägen für eine Erhöhung dieser Margen vorzulegen.

Nach (ASN 2014c) hat der Betreiber hierzu erste Vorschläge vorgelegt und sollte bis Mitte 2015 die verbleibenden Aspekte adressieren. Eine entsprechende Umsetzung in den Anlagen soll im Rahmen der Implementierung des „Hardened Safety Core“ erfolgen. Nach (ASN 2017c) werden die vom Betreiber vorgelegten Unterlagen zur Bewertung der seismischen Robustheit der französischen Atomkraftwerke weiterhin durch die Aufsichtsbehörde geprüft.

(Mertins 2016) weist darauf hin, dass im Rahmen der Robustheitsuntersuchung des Betreibers an verschiedenen Stellen von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen Kredit genommen wird, die jedoch nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind.

Der Stresstestbericht (EDF 2011) gibt für die Pumpstation des Nebenkühlwassersystems mit den zugehörigen Rohrleitungen ebenso wie für die verfahrenstechnischen und elektrischen Komponenten des SEC eine Erdbebenqualifizierung an. Die Entnahmebauwerke aus der Mosel SEM, der Trakt bis zu den Rückhaltebecken sowie Teile des Nebenkühlwassersystem SEC („Refrigerants eventuels“) sind nicht eindeutig vollständig als erdbebensicher ausgewiesen.

Auch (Majer 2012) verweist ausgehend von den Analysen des Betreibers und der französischen Aufsichtsbehörde nach Fukushima auf verschiedene sicherheitsrelevante Defizite des AKW Cattenom. Hinsichtlich Einwirkungen von außen stellt (Majer 2012) fest, dass einzelne sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen wie Teilsysteme der Kühlwasserversorgung aus der Mosel nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind.

Generell würden die Pumpen und Wasserzuleitungen von der Mosel keiner Sicherheitsklassifizierung unterliegen. Die Wärmesenke Mosel sei ein rein betriebliches System, ohne Auslegung gegen Erdbeben, Hochwasser und andere Einwirkungen von außen.

Gemäß (EDF 2011, N°4-11/14) weist das Stauwerk des Mirgenbachsees gegenüber dem Sicherheitserdbeben SMS nur eine geringe Robustheit auf. Für die Wasserentnahme aus dem Mirgenbachsee sowie des Versorgungsbauwerks OAR wird demgegenüber eine Robustheit von mindestens einem Faktor 1,5 gegenüber dem SMS ausgewiesen.

Nach (Majer 2012) weisen weitere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen wie die Staumauer und das Hochpunktbauwerk Mirgenbachsee demgegenüber nur eine geringe Robustheit über das Bemessungserdbeben hinaus auf. Insbesondere bezüglich der Erdbebenfestigkeit des Hochpunktbauwerks Mirgenbachsee bestünden nach einer stichprobenhaften Untersuchung im Rahmen einer Inspektion bereits für das auslegungsgemäß zu unterstellende Bemessungserdbeben offene Fragen zur Erdbebenfestigkeit (Majer 2012, S. 14). Auch kritisiert (Majer 2012, S. 18), dass der Bruch von wichtigen Kühlleitungen vom Mirgenbachsee zum Atomkraftwerk keiner näheren Betrachtung unterzogen worden sei.

Hinsichtlich der Methodik zur Bestimmung der Erdbebenrobustheit verweist (Majer 2012) darauf, dass im EDF Bericht Erdbebeninspektionen einschließlich der Gegenprüfungen beschrieben werden. Es sei jedoch nicht klar erkennbar, ob an diesen Erdbebeninspektionen auch die ASN oder Beauftragte der ASN beteiligt waren. Auch sei vor dem Hintergrund der Unsicherheiten bei der

Ermittlung der Erdbebenauslegung und dem negativen Allgemeindruck der elektrischen Einrichtungen bei der Inspektion vom 2. bis 4. August 2011 im AKW Cattenom die Überprüfung der elektrischen Einrichtungen und Kabelführungen durch unabhängige Gutachter im Hinblick auf die Erdbebensicherheit unbedingt erforderlich. Bei dieser Begutachtung seien sowohl die Berechnungsgrundlagen für die Auslegung als auch die qualitätsgerechte Installation vor Ort zu überprüfen.

(ASN 2016b, S. 169) stellt diesbezüglich fest, dass vom Betreiber EDF im Zusammenhang mit dem Stresstest seismische Begehungen von ausgewählten Einrichtungen durchgeführt und in diesem Zusammenhang Potenziale für eine Erhöhung der Robustheit für auslegungsüberschreitende Erdbeben identifiziert wurden.

### 5.1.3. Bewertung

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

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

Nur für die Komponenten der Notstromdieselanlage hat die Aufsichtsbehörde die Umsetzung von entsprechenden Ertüchtigungen bestätigt. Daher muss gemäß Regelwerk beim gegenwärtigen Anlagenzustand des AKW Cattenom im Falle eines Bemessungserdbebens davon ausgegangen werden, dass es

- im Bereich des Zwischenkühlkreislaufs zu einem Rohrleitungsversagen mit einem Ausfall der Beckenkühlung und einem Ausfall eines Strangs der Reaktorkühlung kommt. Die Systemfunktion der Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor ist also nicht einzelfehlerfest gewährleistet, wie die auf der Sicherheitsebene 3 erforderlich ist (vgl. Kap. 6.2), die Lagerbeckenkühlung ist aufgrund dieses Defizits ebenfalls auf der Sicherheitsebene 3 als vollständig unverfügbar anzusehen.
- Zusätzlich ist aufgrund eines Versagens von Rohrleitungen des Feuerlöschsystems von einer redundanzübergreifenden Überflutung von Räumen des Nebenkühlwassersystems und damit einem vollständigen Ausfall der Systemfunktion der Nachwärmeabfuhr sowohl aus dem Reaktor wie aus dem Lagerbecken auszugehen. Weiterhin kann dieses Defizit die Beherrschung von in Folge eines Erdbebens ausgelösten internen Bränden infrage stellen.
- Für nicht entsprechend ausgelegte Teile des Rohrleitungssystems der Wasserstoffversorgung der Anlage ist bei einem Bemessungserdbeben von einem Versagen und einer daraus resultierenden Freisetzung von Wasserstoff auszugehen. Dies kann zu entsprechenden Wasserstoffverbrennungen oder gar Wasserstoffexplosionen führen, durch die sicherheitstechnisch erforderliche Einrichtungen beeinträchtigt werden können. Auch dadurch ist die auslegungsgemäße Beherrschung des Bemessungsereignisses gegenwärtig nicht nachgewiesen.

Die Tatsache, dass ein im Rahmen der Auslegung (Sicherheitsebene 3) zu unterstellendes Ereignis beim jetzigen Anlagenzustand nicht auslegungsgemäß beherrscht wird, führt dazu, dass es in diesem Fall unmittelbar zu einem auslegungsüberschreitenden Unfallablauf mit einem Mehrfach-

versagen von Sicherheitseinrichtungen kommt. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich (vgl. Kap. 2) und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

Dabei ist auch zu berücksichtigen, dass die im Bereich der Sicherheitsebene 4b für die Mitigation von Unfallfolgen vorgesehenen Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung ebenfalls nicht für ein Bemessungserdbeben ausgelegt sind, und daher ebenfalls als unverfügbar angenommen werden müssen, vgl. Kap. 7.2.

Auch im Bereich der Notstromversorgung der Anlage Cattenom bestehen Defizite bei der Beherrschung des Bemessungserdbebens SMS:

- Aufgrund der mittlerweile erfolgten Ertüchtigung der Komponenten der Notstromdiesel LHG muss unter den Bedingungen des Bemessungsereignisses nicht mehr von einem erdbebenbedingten Folgeversagen der Notstromdiesel ausgegangen werden. Dennoch muss weiterhin, wie von (IRSN 2017) und (IRSN 2018) dargestellt, bei einem Bemessungserdbeben von einem Ausfall der externen Stromversorgung und einem Ausfall des nachgelagerten, einfach vorhandenen zusätzlichen Notstromgenerators TAC ausgegangen werden, da diese nicht für ein Bemessungserdbeben ausgelegt sind.
- Kommt es zu einem (auslegungsüberschreitenden) Ausfall beider Notstromdiesel LHG, soll die Versorgung von sicherheitstechnisch erforderlichen Einrichtungen, insbesondere die Steuerung der frischdampfgetriebenen Dampferzeugerbespeisung, durch den frischdampfgetriebenen Turbogenerators LLS gewährleistet werden. Bei einem Ausfall beider Notstromdiesel LHG kommt es jedoch aufgrund des Ausfalls der Gebäudekühlung auch kurzfristig zu einem Ausfall des nachgelagert angeforderten Turbogenerators LLS, vgl. Kap. 7.1.2. Damit kann auch von diesem System gegenwärtig für solche Anlagenzustände kein Kredit genommen werden. Für die Beherrschung des Bemessungserdbebens stehen zur Stromversorgung der erforderlichen Einrichtungen außer mobilen Dieselaggregaten gesichert daher gegenwärtig ausschließlich die beiden Notstromdiesel LHG zur Verfügung.

Durch diesen geringen Redundanzgrad (vgl. auch Kap. 6.2) und die geringe Diversität der Einrichtungen zur Sicherstellung der Notstromversorgung bei einem Bemessungserdbeben besteht eine deutlich erhöhte Wahrscheinlichkeit dafür, dass die auf der Sicherheitsebene 3 zu unterstellenden Ereignisabläufe nicht auslegungsgemäß beherrscht werden, sondern es zu auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen kommt. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich (vgl. Kap. 2) und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

Die Aufsichtsbehörde verweist auch auf die geplanten Nachrüstungen im Zusammenhang mit dem „Hardened Safety Core“ (HSC). Das HSC ist jedoch als System der 4. Sicherheitsebene eingestuft, d. h. es weist geringere Anforderungen mit Blick auf die Auslegung der Komponenten, die Qualitätssicherung bei Errichtung und Betrieb und im Bereich der wiederkehrenden Prüfungen auf, als diese für das Sicherheitssystem erforderlich sind. Außerdem ist die 4. Sicherheitsebene als eine zusätzliche und unabhängige Ebene gegenüber den Einrichtungen der 3. Sicherheitsebene erforderlich. Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene können daher nicht zur Kompensation von hier benannten bestehenden Defiziten auf der 3. Sicherheitsebene herangezogen werden. Darüber hinaus sind diese Einrichtungen bisher nur in Planung und stehen auch noch für längere Zeiträume nicht zur Verfügung. Sie spielen also für die aktuelle Sicherheit der Anlage Cattenom keine Rolle, siehe hierzu die Darlegungen in Kap. 3.2.3 und 7.1.

Hinsichtlich der in der Anlage Cattenom nach Darstellungen des Betreibers vorhandenen Reserven für auslegungsüberschreitende Erdbebeneinwirkungen hat die Aufsichtsbehörde im Rahmen des EU-Stresstests dem grundsätzlichen Vorgehen des Betreibers bei der Analyse der Sicherheitsreserven zwar zugestimmt, jedoch auch festgestellt, dass die vom Betreiber bislang ausgewiesenen Reserven nicht ausreichend belastbar sind. Auch werden vom Betreiber Reserven kreditiert, die im Rahmen der Auslegung zur Absicherung vorhandener Unsicherheiten eingeführt werden. Bislang liegen hinsichtlich der in der Anlage Cattenom vorhanden Reserven keine neueren Erkenntnisse vor. Insgesamt sind die vom Betreiber ausgewiesenen Reserven bei einem Faktor von 1,5 gegenüber dem Bemessungserdbeben (SMS) als eher gering einzustufen. So besteht bereits beim Übergang vom maximal zu erwartenden historischen Erdbeben (Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables - SMHV) zum Bemessungserdbeben (Séismes Majorés de Sécurité - SMS) ein Unterschied von einer Intensitätsstufe, was nach Darstellungen der Aufsichtsbehörde ASN typischerweise einem Faktor 2 in den abzutragenden Einwirkungen entspricht (ASN 2011, S. 25):

*„The MSK scale was determined such that a one-degree increase corresponds overall to a doubling in the motion parameter.“*

Um die Sicherheit der Anlage Cattenom bezüglich einer Beherrschung von Erdbebeneinwirkungen auch im auslegungsüberschreitenden Bereich zu erhöhen, wäre ein belastbarer Nachweis der tatsächlich in der Anlage vorhandenen Reserven von zentraler Bedeutung. Dabei wären auch Unsicherheiten bei der Festlegung des bisherigen Bemessungserdbebens angemessen zu berücksichtigen, vgl. Kap. 5.2.3. Darauf aufbauend müsste die Robustheit insbesondere der Einrichtungen des Sicherheitssystems, die eine zentrale Rolle für die Anlagensicherheit spielen, weiter erhöht werden. Dies ist in der Anlage Cattenom bislang nicht erfolgt.

Insgesamt bestehen mit Blick auf erdbebenbedingten Einwirkungen damit Defizite

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

Dies erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich (vgl. Kap. 2) und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

## 5.2. Naturbedingte EVA – Übergeordnete Anforderungen

### 5.2.1. Bewertungsmaßstab

Die grundlegenden Anforderungen an die Berücksichtigung naturbedingter Einwirkungen in Bezug auf die Sicherheit von AKW sind in den IAEA Specific Safety Guides hinsichtlich Erdbeben im SSG-9 (IAEA 2010) sowie zur Überflutung im SSG-18 (IAEA 2011a) beschrieben. So fordert (IAEA 2010) für die Festlegung eines Bemessungserdbebens:

*„Where a probabilistic seismic hazard analysis is used in determining a design basis level, an appropriate annual frequency of exceedance should be considered together with the corresponding measure of central tendency (mean or median).“*

Im WENRA Reference Level T3.2 (WENRA 2014a) wird die Verwendung deterministischer und – soweit möglich – auch probabilistischer Methoden nach Stand von Wissenschaft und Technik gefordert:

*„For all natural hazards that have not been screened out, hazard assessments shall be performed using deterministic and, as far as practicable, probabilistic methods taking into account the current state of science and technology. This shall take into account all relevant available data, and produce a relationship between the hazards severity (e.g. magnitude and duration) and exceedance frequency, where practicable. The maximum credible hazard severity shall be determined where this is practicable.“*

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

*“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.“*

Dabei stellt (WENRA 2015) klar, dass bei der Bestimmung eines solchen Bemessungsereignisses die Unsicherheiten durch die Wahl eines hohen Konfidenzniveaus angemessen berücksichtigt werden müssen:

*“Where there is a probabilistic model to define the relationship between the hazard severity and frequency the design basis parameters shall be selected from an event with an exceedance frequency not higher than  $10^{-4}$ /annum with due consideration of uncertainties. The use of a confidence level higher than the median of the hazard curve is expected.“*

Sofern sich z. B. erdbebenbedingte Einwirkungen in diesem Häufigkeitsbereich nicht mit hinreichender Aussagezuverlässigkeit ermitteln lassen, sollte mit ingenieurmäßigen Bewertungen deterministisch eine sichere Ereignisbeherrschung sowie eine hohe Robustheit ausgewiesen werden. Im Minimum darf dabei beispielsweise die Bodenbeschleunigung des Bemessungserdbebens 0,1 g nicht unterschreiten.

Um die Anforderung an die Bewertung der Unsicherheiten zu erfüllen, ist nach (IAEA 2010) eine systematische Erfassung der aleatorischen und epistemischen Unsicherheiten in allen relevanten Schritten der Gefährdungsanalyse erforderlich. Insbesondere ist hierfür die Zuverlässigkeit der Datengrundlage zu diskutieren (hinsichtlich der Bewertung von Unsicherheiten bei der Ermittlung von hydrologischen und meteorologischen Einwirkungen siehe bspw. Specific Safety Guide 18 (IAEA 2011a, 2.34)). Im WENRA Reference Level T3.3 werden in diesem Zusammenhang folgende Anforderungen an die durchzuführende standortbezogene Gefährdungsanalyse gestellt:

*„The methods and assumptions used shall be justified. Uncertainties affecting the results of the hazard assessments shall be evaluated.“*

Im Hinblick auf die Festlegung des Bemessungsereignisses für die jeweils zu berücksichtigende Einwirkung wird im WENRA Reference Level T4.3 auch ein Vergleich des ermittelten Bemessungsereignisses mit historischen Ereignissen gefordert:

*„The design basis events shall be compared to relevant historical data to verify that historical extreme events are enveloped by the design basis with a sufficient margin.“*

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

Nach WENRA Reference Level T6.1 ist darüber hinaus die Analyse auslegungsüberschreitender anlagenexterner Einwirkungen gefordert.

Gemäß des französischen Umweltgesetzbuchs hat der Betreiber einer kerntechnischen Anlage laut Art. L. 593-18 „die Sicherheit seiner Anlage unter Anwendung der besten internationalen Methoden“ in regelmäßigen Abständen zu überprüfen, vgl. (Darcet-Felgen & Canton 2017).

Weiterhin fordert auch (ASN 2017h) für die Bestimmung von naturbedingten Bemessungsereignissen in Frankreich die Zugrundelegung einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von weniger als  $10^{-4}$  pro Jahr:

*“3.3.3.2.7 Pour déterminer les niveaux d'aléa à retenir pour les agressions naturelles externes de référence, une valeur repère de  $10^{-4}$ /an en termes de fréquence annuelle de dépassement de l'aléa considéré doit être visée.*

*Néanmoins, pour certaines agressions naturelles externes de référence, lorsque la fréquence annuelle de dépassement de l'aléa ne peut pas être calculée ou lorsque les incertitudes sur cette valeur sont trop élevées, un « événement » doit néanmoins être retenu et justifié en visant un objectif équivalent à celui qui doit être visé en application de l'alinéa précédent.”*

## 5.2.2. Sachstand

Bereits in (Sailer 1991) wurden sicherheitstechnische Fragen bezüglich der französischen P4-Reaktoren insbesondere mit Blick auf die für diese Reaktoren durchgeführte probabilistische Sicherheitsanalyse thematisiert. Ein wesentlicher Kritikpunkt war zum damaligen Zeitpunkt, dass wichtige Ereignisabläufe wie externe Einwirkungen (Erdbeben, externe Überflutung) nicht einbezogen wurden.

Auch (Majer 2012) verweist darauf, dass abweichend von den Vorgaben im Rahmen des EU-Stresstests Angaben über Umfang und Hauptergebnisse von probabilistischen Sicherheitsanalysen, d. h. über Ausfallwahrscheinlichkeiten von Sicherheitssystemen und Eintrittswahrscheinlichkeiten von Kernschmelzen und großen Freisetzungen radioaktiver Stoffe, fehlen. Dies betrifft insbesondere, aber nicht ausschließlich, auch die Frage eines unfallbedingten Flugzeugabsturzes, siehe auch Kap. 5.3.

Mit Blick auf die ältere französische Anlage Fessenheim wurden die Erkenntnisse aus dem EU-Stresstest und die in Reaktion hierauf eingeleiteten Nachrüstmaßnahmen in (Pistner et al. 2012; Pistner & Küppers 2015) analysiert und bewertet. Auch hierbei wurde u. a. das Fehlen probabilistischer Gefährdungsanalysen für Einwirkungen von außen wie Erdbeben und Hochwasser sowie die fehlende Berücksichtigung solcher Ereignisse im Rahmen der PSA der 900 MW-Anlagen kritisiert.



In (ASN 2016b, 55) stellt die Aufsichtsbehörde fest, dass begleitend zu deterministischen Untersuchungen auch probabilistische Untersuchungen für alle Atomkraftwerke zum erforderlichen Nachweisumfang gehören, wie sich dies aus internationalen Anforderungen (IAEA) sowie den Anforderungen an neue Atomkraftwerk in Frankreich (EPR) ergibt.

Weiterhin wurde gemäß (ASN 2017c) durch den Peer Review zum französischen Stresstest die Zugrundelegung einer Wiederkehrperiode von weniger als  $10^{-4}$  pro Jahr bei einer Nachbewertung von Anlagen und die Einführung von probabilistischen Studien zur Erdbebengefährdung in Frankreich empfohlen.

Hinsichtlich der im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen der französischen Anlagen bisher durchgeführten Gefährdungsanalysen vgl. die Darstellungen in Kap. 3.3.

### *Erdbeben*

Entsprechend (ENSREG 2012) werden die französischen Bemessungserdbeben für den Standort rein deterministisch hergeleitet auf Basis

- eines maximalen historischen Erdbebens (SMHV)
- eines Bemessungs- oder Sicherheitserdbebens (Seisme Majore de Securite – SMS) entsprechend  $I_{SMS} = I_{SMHV} + 1$
- sowie eines Dimensionierungserdbebens (Spectre de Dimensionnement - SDD), das sich an als abdeckend betrachteten Spektren orientiert, in diesem Fall an den Spektren der amerikanischen NRC, die allerdings auf amerikanischen Erdbebenverhältnissen basieren.

Die seismische Auslegung der Anlage Cattenom wird im Rahmen der dritten periodischen Sicherheitsüberprüfung auf Basis der Regel RFS 2001-01 aktualisiert, die die Vorgängerversion RFS 1.2.c von 1983 abgelöst hat. Danach ist eine deterministische Analyse des Erdbebenrisikos am Standort durchzuführen, durch die das maximal anzunehmende Erdbeben und die sich daraus ergebenden Beschleunigungswerte am Standort festzulegen sind.

Der Standort Cattenom liegt nach (EDF 2011) in der sehr weiträumig gefassten seismotektonischen Zone „Ardennes-Bassin de Paris“. In dieser wurden vier historische Erdbeben der zonen-spezifisch stärksten Intensität  $I_{(MSK)} = 6$  zugeordnet. In angrenzenden Zonen befinden sich innerhalb eines 200 km Radius um den Standort allerdings noch zahlreiche Erdbeben der Intensitäten  $I_{(MSK)} = 6,5$  bis  $7,5$ . Insgesamt drei Erdbeben erreichen nördlich und südlich von Cattenom die Intensität  $I_{(MSK)} = 8$ . Zwei Erdbeben der Intensität  $I_{(MSK)} = 8,5$  liegen leicht außerhalb des 200 km Radius.

Gemäß Stresstestbericht (EDF 2011) ergeben sich für das maximale historische Erdbeben die Intensität  $I(SMHV) = VI$  und für das Sicherheitserdbeben  $I(SMS) = VII$  bei einer Magnitude am Standort von  $M = 5,4$  (Richter Skala). Für das SMS resultiert hieraus am Standort eine maximale horizontale Bodenbeschleunigung  $PGA(SMS) = 0,12 g$ .

Für die Auslegung aller Anlagen vom Typ P'4 wurde in Frankreich ein einheitliches Dimensionierungserdbeben (SDD) festgelegt. Für dieses wurde ein US-NRC Spektrum mit einer maximalen horizontalen Bodenbeschleunigung  $PGA(SDD) = 0,15 g$  festgelegt.

Die nuklearen Gebäude am Standort Cattenom wurden auf Grundlage des Dimensionierungserdbebens SDD ausgelegt, einzelne andere Gebäude mit sicherheitstechnisch erforderlichen Einrichtungen (nukleare Hilfsanlagen BAN und elektrische Einrichtungen BL) wurden auf Basis des Sicherheitserdbebens SMS ausgelegt.

Probabilistische Erdbebenanalysen wurden nach Aussage von EDF bislang für Reaktoren der 1.300 MW-Baureihe nur für den Standort Saint-Alban durchgeführt. Die Aufsichtsbehörde weist diesbezüglich darauf hin (ASN 2016b, S. 122), dass speziell mit Blick auf die Ermittlung der Gefährdungsannahmen, jedoch auch hinsichtlich der analysierten Versagensabläufe und der zugrunde gelegten Fragilitätskurven, noch weitere Untersuchungen notwendig sind.

(ASN 2017c) stellt fest, dass Bestimmung der seismischen Gefährdung in Frankreich mittels einer deterministischen Vorgehensweise erfolgt. Für die so festgelegte Gefährdung wird die Analyse der dadurch möglichen Unfallabläufe durch eine seismische Probabilistische Sicherheitsanalyse (seismische PSA) zur Bestimmung der bedingten Wahrscheinlichkeit von Kernschäden und Freisetzungen ergänzt. Eine probabilistische seismische Gefährdungsanalyse (PSGH) ist nicht Bestandteil dieses Vorgehens.

Gemäß (ASN 2017b) ist die Angabe einer typischen Überschreitungswahrscheinlichkeit für das aus der Regel RFS 2001.01 resultierende Bemessungserdbeben nicht möglich. Nach Angaben in (ENSREG 2012) hat der Betreiber für die Ergebnisse der probabilistischen Erdbebenanalyse des Standorts Saint-Alban die Überschreitungswahrscheinlichkeit des dort zugrunde gelegten Bemessungserdbebens mit  $10^{-4}$  pro Jahr angegeben.

Auf Basis der verfügbaren Informationen kommt (Mertins 2016) zu dem Schluss, dass die gemäß heutiger Anforderungen erforderliche Sicherheit gegenüber externen Einwirkungen mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr bei Berücksichtigung aller Unsicherheiten für die Einwirkungen aus Erdbeben nicht abschließend und umfassend bewertet sind.

### *Externe Überflutung*

Die Auslegungsanforderungen französischer Anlagen gegen Überflutung wurden bisher durch die Regel RFS 1.2.e von 1984 vorgegeben. Danach sind als Möglichkeiten für eine Überflutung der Anlage bei Flussstandorten Hochwasserzustände sowie das Versagen von Staustufen zu berücksichtigen. Ein maximales Hochwasser (Cote Majorée de Sécurité, CMS) wird dabei nach RFS 1.2.e durch den höchsten Wasserstand festgelegt, der sich aus dem mit einer statistischen Zuverlässigkeit von 70% bestimmten 1.000jährlichen Hochwasser mit einem Sicherheitszuschlag von 15% auf die so bestimmte Abflussmenge (Crue fluviale, CF) ergibt oder aus dem Versagen einer vorgelagerten Staustufe in Überlagerung mit einem hundertjährigen Hochwasser (Rupture de Barrage, REB).

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

Zur Berücksichtigung des Einflusses von Starkwinden IVF wird einem 1.000jährlichen Hochwasser (70% Konfidenzintervall) die Wellenhöhe aufgrund von Starkwinden mit einer hundertjährigen Windgeschwindigkeit (70% Konfidenzintervall) überlagert. Der mögliche Anstieg des Grundwasserspiegels NP wird insbesondere unter den Bedingungen des Hochwasserereignisses CMS standortspezifisch geprüft. Für die Regenereignisse wird als Starkregen PFI das 95%-Konfidenzintervall für das hundertjährige Regenereignis zugrunde gelegt, das mit einem durchschnittlichen Wasserstand des Flusses zu überlagern ist. Als Dauerregen PRC wird die über 24

Stunden gemittelte Niederschlagsmenge eines hundertjährlichen Regenereignisses angenommen, die mit einem hundertjährlichen Hochwasserstand zu überlagern ist.

#### *Sonstige naturbedingte Einwirkungen von außen*

(EDF 2011) betrachtet neben Erdbeben und externer Überflutung die sonstigen naturbedingten Einwirkungen von außen Wind (direkte Einwirkungen sowie Projektile), Hagel sowie Blitzschlag.

Demnach wurde im Zusammenhang mit vorbereitenden Arbeiten für die dritte periodische Sicherheitsüberprüfung eine Untersuchung zu potenziellen Schäden durch Projektile bei Starkwinden vorgenommen. Im Ergebnis wurde festgestellt, dass Ansaugrohrleitungen der Notspeisepumpe außerhalb von Gebäuden, die Luftkühlung der Notstromdiesel, weitere Rohrleitungen der Notstromdiesel, die Verbindungsleitungen und Armaturen zwischen den Vorratsbehältern ASG und SER sowie weitere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen von Projektilen beeinträchtigt werden könnten. Der Schutz dieser Einrichtungen gegen derartige Einwirkungen soll im Rahmen der dritten periodischen Sicherheitsüberprüfung der Anlage Cattenom hergestellt werden.

(ASN 2017c) stellt fest, dass der Betreiber u. a. Untersuchungen zu sonstigen naturbedingten Einwirkungen von außen vorgelegt habe, die ASN ihn im Jahr 2012 konkretisierend aufgefordert habe, Einwirkungen durch Schneelasten, Windlasten, Hagel und Blitzeinwirkungen vertieft zu betrachten. Dabei sollen insbesondere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen, die außerhalb von Gebäuden aufgestellt sind, mit untersucht werden.

Gemäß (ASN 2016b) kommt EDF zu dem Schluss, dass es durch von Starkwinden ausgelöste Projektile nicht zu einer Beeinträchtigung von Gebäuden kommen kann, die sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen enthalten. Dabei wurden Windgeschwindigkeiten von bis zu 200 km/h untersucht, was einer Überschreitenshäufigkeit von ca.  $10^{-4}$  pro Jahr entsprechen soll.

Gemäß (ASN 2014c, S. 12/73) variieren die den sonstigen Einwirkungen von außen zugrunde gelegten Gefährdungsannahmen hinsichtlich ihrer Häufigkeit stärker als diejenigen von Erdbeben oder Überflutungen. ASN hat EDF daher zu weiteren Untersuchungen mit Blick auf Schneelasten, Wind, Hagel und Blitzschlag aufgefordert (ASN 2014d, S. 21/73). Mit Blick auf die Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ (HSC) hat EDF demnach bereits die zu unterstellenden Gefährdungsannahmen für sonstige naturbedingte Einwirkungen von außen vorgeschlagen.

Mit Blick auf Einwirkungen durch Blitzschlag stellt (EDF 2011, N°4-9/14) fest, dass eine Studie zu den Risiken für die Anlage Cattenom durchgeführt worden ist. Diese hat möglicherweise betroffene Einrichtungen identifiziert. Eine technische Analyse zur Festlegung der erforderlichen Schutzmaßnahmen und der abschließend zu schützenden Einrichtungen sei in Arbeit.

Gemäß (ASN 2016b, S. 174) wird von EDF hinsichtlich des erforderlichen Schutzes gegen Blitzeinwirkungen das zum Zeitpunkt der ursprünglichen Auslegung der Anlagen festgelegte Schutzniveau gegenüber einer Blitzeinwirkung mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-2}$  pro Jahr und Reaktor zugrunde gelegt. Analysen des Betreibers würden eine hohe Robustheit gegenüber den zu unterstellenden Blitzeinwirkungen ausweisen, ein Cliff-Edge Effekt sei nicht zu befürchten. Hinsichtlich der Anforderungen an den HSC würden jedoch höhere Anforderungen mit Blick auf den Blitzschutz gestellt werden. Gemäß (Ferraro 2015) gilt im Rahmen dieser Anforderungen eine maximale Blitzstromstärke von 300 kA.

Nach (Majer 2012) hat auch die französische Groupe Permanent festgestellt, dass der Stresstestbericht Schneelasten nicht berücksichtigt. Zwar sei im Betreiberbericht zum Stresstest festgestellt worden, dass die Belastungen durch Schnee auf der Basis der geltenden Vorgaben abgetragen

werden, es seien jedoch keine darüber hinausgehenden Robustheitsuntersuchungen angestellt worden.

Gemäß (ASN 2016b, S. 174) wurden Auswirkungen von Schneefall im Zusammenhang mit Überflutungsrisiken diskutiert, jedoch als nicht relevant eingestuft. Ein Schutz der Gebäude gegenüber Schneelasten sei gemäß der im Jahr 2000 überarbeiteten Regel sichergestellt. Gemäß (ASN 2017b) erfolgt die Berücksichtigung von Schneelasten entsprechend der Vorgaben der Eurocodes.

Neben anderen naturbedingten äußeren Einwirkungen sind auch biologische Einwirkungen auf die Kühlwasserversorgung der Anlage Cattenom zu berücksichtigen.

Sogenannte invasive Spezies, ihre Einwanderungswege und ihr Einfluss auf die natürlichen Ökosysteme sind zunehmend Gegenstand von Forschungsarbeiten. Mögliche Synergieeffekte zwischen den invasiven Spezies und dem Klimawandel rücken dabei besonders in den Fokus der Wissenschaftler (Godfree & Murray 2014). Frischwassersysteme wie die Mosel und das Mirgenbach-Reservoir gelten als besonders verwundbar hinsichtlich der Invasion von Neobiota. Die einwandernden Spezies sind dabei offenbar robuster gegenüber Salzgehalt, Temperatur, organischer Verschmutzung und Strömungsbedingungen als einheimische Arten, weshalb sie sich teilweise explosionsartig vermehren. Zeitliche Analysen der Weichtierzusammensetzung in den Uferzonen deuten darauf hin, dass einheimische Arten von einwandernden Arten ersetzt werden, die ihrerseits von Masseneinwanderern neueren Datums verdrängt werden.

Hinsichtlich potenzieller Auswirkungen auf Atomkraftwerke wurden bisher insbesondere die - den biologischen Einflüssen vergleichbaren - Einwirkungen von Fremdkörpereinträgen in den Kühlwassereinlauf von Atomkraftwerken wie zum Beispiel aufgewühlte Blätter etc. betrachtet. Bei biologischen Einwirkungen ist der Eintrag ggfs. schwieriger aus den Kühlwasserbereichen zu entfernen, da sich Anhaftungen und biologische Filme entwickeln können. Auch der Eintrag gestaltet sich subtiler, da die Neobiota im vergleichsweise kleinen Larvenstadium in die durch Siebe geschützten Kühlwassereinläufe gelangen können und durch ihr Wachstum Wärmetauscher oder Armaturen zusetzen können.

Die Mosel und speziell die Kühlwassereinläufe von Cattenom sind bereits durch Neobiota besiedelt worden (Devin et al. 2005). Zu nennen ist hier z. B. *Cordylophora caspia*, ein Keulenpolyp aus dem kaspischen Meer, der mit seinem rasenartigen Bewuchs einen idealen Nährboden für die Besiedelung von *Dreissena polymorpha*, der Zebrauschel bietet. Die Zebrauschel wird ihrerseits von der Schwestermuschel *Dreissena rostriformis* (Quaggamuschel) verdrängt. Weiterhin gibt es auch verschiedene Arten der asiatischen Körbchenmuschel (*Corbicula spec.*) sowie verschiedenste Algenarten in der Mosel.

Insgesamt stellt (ASN 2017c) fest, dass mit Blick auf sonstige naturbedingte Einwirkungen von außen die den Bemessungsereignissen zugrunde liegende Überschreitenswahrscheinlichkeit sehr variabel ist.

### 5.2.3. Bewertung

Mit Blick auf externe Einwirkungen sind nach Stand von Wissenschaft und Technik für die Auslegung einer Anlage Bemessungsereignisse zugrunde zu legen, die unter angemessener Berücksichtigung der Unsicherheiten eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von weniger als  $10^{-4}$  pro Jahr aufweisen. In verschiedenen Ländern wie Finnland (STUK 2013a), den Niederlanden und in Deutschland (KTA 2011) kommen zur Bestimmung von Bemessungsereignissen – hier Erdbeben – auch Überschreitenswahrscheinlichkeiten von  $10^{-5}$  pro Jahr zur Berücksichtigung der Unsicherheiten zur Anwendung. Die Bestimmung der Höhe dieser Einwirkungen sind unter Verwendung

deterministischer und – soweit möglich – auch probabilistischer Methoden nach Stand von Wissenschaft und Technik durchzuführen. Falls solche Ereignisse nicht mit einer ausreichenden Zuverlässigkeit bestimmt werden können, sind stattdessen deterministisch Bemessungsergebnisse festzulegen, die eine vergleichbare Sicherheit gewährleisten.

Die bisherige Auslegung der Anlage Cattenom gegenüber sonstigen Einwirkungen von außen geht in verschiedenen Bereichen auf Anforderungen entsprechend dem konventionellen Regelwerk zurück. Da die konventionellen Regelwerke ein deutlich geringeres Sicherheitsniveau einfordern, als dies für kerntechnische Anlagen verlangt wird, ist nicht davon auszugehen, dass hierdurch eine Auslegung entsprechend einem heute in Frankreich wie international geforderten Gefährdungslevel auf Höhe einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr unter angemessener Berücksichtigung der Unsicherheiten erreicht wird.

Im Bereich der Erdbebenauslegung (Sicherheitsebene 3) ist für die Anlage Cattenom, wie für alle französischen Atomkraftwerke, bisher ausschließlich ein Bemessungsergebnis auf Basis deterministischer Annahmen festgelegt worden. Bereits im Rahmen des europäischen Peer-Reviews wurde 2012 der französischen Aufsichtsbehörde empfohlen, für die zukünftige Überprüfung der Erdbebenauslegung existierender Reaktoren auch probabilistische Analysen heranzuziehen.

Die Überschreitungswahrscheinlichkeit des deterministisch bestimmten SMHV liegt in der Größenordnung von  $10^{-3}$  pro Jahr, für das SMS wird die Intensität um eine Intensitätsstufe höher als für das SMHV festgelegt. Nach Darstellung von ASN bedeutet eine Intensitätssteigerung um eine Intensität auf der MSK-Skala grundsätzlich etwa eine Verdopplung der Beschleunigungsparameter, siehe (ASN 2011, S. 25). Dies lässt daher grundsätzlich eine Überschreitenswahrscheinlichkeit des abgeleiteten Bemessungsergebnisses in der Größenordnung von  $10^{-4}$  pro Jahr erwarten. Dabei sind jedoch wie im Folgenden diskutiert anlagenspezifisch weitere Faktoren zu berücksichtigen.

Standortspezifische Angaben zum Zusammenhang zwischen der Intensität und der Überschreitungswahrscheinlichkeit eines Erdbebens liegen nicht vor. Weiterhin ist aus den vorliegenden Unterlagen nicht erkennbar, in welcher Form unterschiedliche stratigraphische Formationen des Untergrunds, aktive Verwerfungen und die messtechnische Ermittlung standortspezifischer Spektren einbezogen wurden. Zudem gibt es keine blockspezifischen Angaben. Seit dem Niigata-Chuetsu-Oki Erdbeben vom 16.07.2007 in der Nähe des japanischen AKW-Standorts Kashiwazaki-Kariwa, bei dem die Beschleunigungsaufnehmer an den sieben AKW-Blöcken trotz der geringen Entfernungen zwischen den Reaktorgebäuden erhebliche Unterschiede in der Bodenbeschleunigung registrierten, wird der standortspezifischen Untergrundsituation eine hohe Relevanz für die Festlegung des Bemessungsergebnisses beigemessen. Dies sollte daher bei einer Erdbebengefährdungsanalyse nach Stand von Wissenschaft und Technik berücksichtigt werden.

Inwieweit die geforderte Überschreitenswahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung aller Unsicherheiten anlagenspezifisch tatsächlich gewährleistet ist, ist ohne eine standortspezifische, probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse nicht nachgewiesen. Derartige probabilistische Erdbebengefährdungsanalysen sind mittlerweile Stand von Wissenschaft und Technik. Auch hat sich bei international durchgeführten Analysen gezeigt, dass derartig bestimmte Gefährdungsannahmen erheblich, zum Teil um Faktoren 2-3, über den ursprünglich deterministisch festgelegten Gefährdungsannahmen liegen können. Ohne das Vorliegen probabilistischer seismischer Standortgefährdungsanalysen für den Standort Cattenom kann daher nicht zweifelsfrei von einer angemessenen Festlegung des Bemessungsergebnisses mit Blick auf heutige französische (ASN 2017h, 3.3.3.2.7) wie internationale Regelwerksanforderungen wie beispielsweise (WENRA 2014a, RL T3.2 und 4.2) ausgegangen werden.

### 5.3. Unfallbedingter Flugzeugabsturz

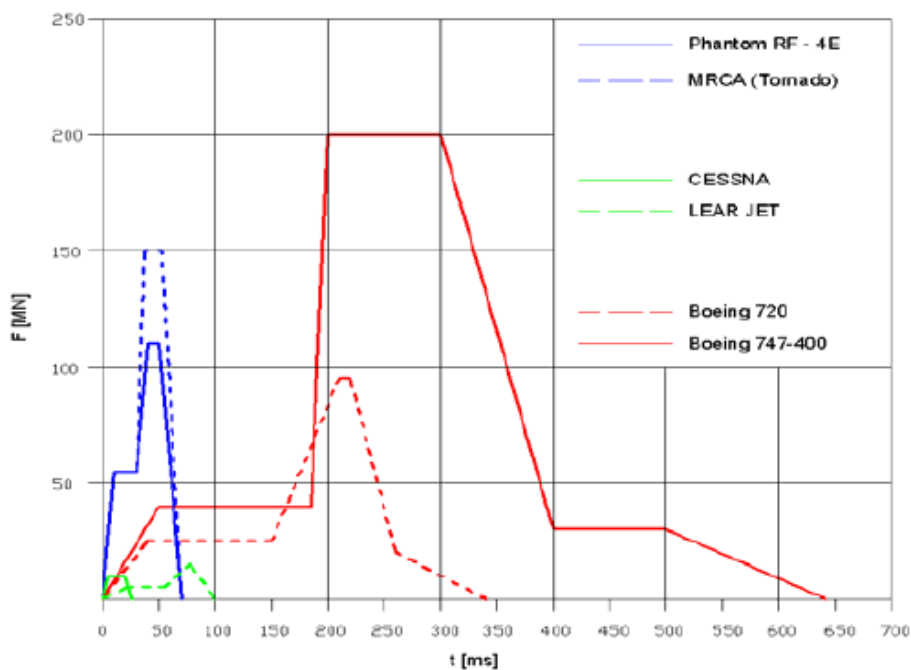
#### 5.3.1. Bewertungsmaßstab

Gemäß WENRA Reference Level E5.2 sind in Ergänzung zu den naturbedingten übergreifenden Einwirkungen auch zivilisatorisch bedingte Einwirkungen zu berücksichtigen (WENRA 2014a). Zu den zivilisatorisch bedingten Einwirkungen zählt u. a. der unfallbedingte Flugzeugabsturz (im Folgenden als Flugzeugabsturz bezeichnet). Konkrete Lastannahmen in Bezug auf den Flugzeugabsturz sind in den WENRA Reference Level nicht explizit dargelegt.

Im WENRA Reference Level F4.7 ist weiterhin gefordert, dass die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementbecken auch für den Fall auslegungsüberschreitender externer Einwirkungen möglich sein muss.

Nach (Commission of the European Communities 1984; EDF 2011; Stevenson 1984) 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 werden. Die diesbezüglichen unterschiedlichen Last-Zeit-Funktionen sind in (FANC 2015) erläutert und hier in Abbildung 5-2 dargestellt.

Abbildung 5-2: Last-Zeit-Funktionen für verschiedene Flugzeugtypen



Quelle: (FANC 2015)

Nach (ASN 1980, 2001b) wurden die französischen AKW auf der Grundlage probabilistischer Analysen zur Absturzhäufigkeit von Flugzeugen standortspezifisch gegen die Einwirkungen aus kleinen Zivilflugzeugen («les petits avions civils (aviation générale, de masse inférieure à 5,7 tonnes)») ausgelegt:

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

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

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

Nach (Commission of the European Communities 1984) wird hierzu ausgeführt:

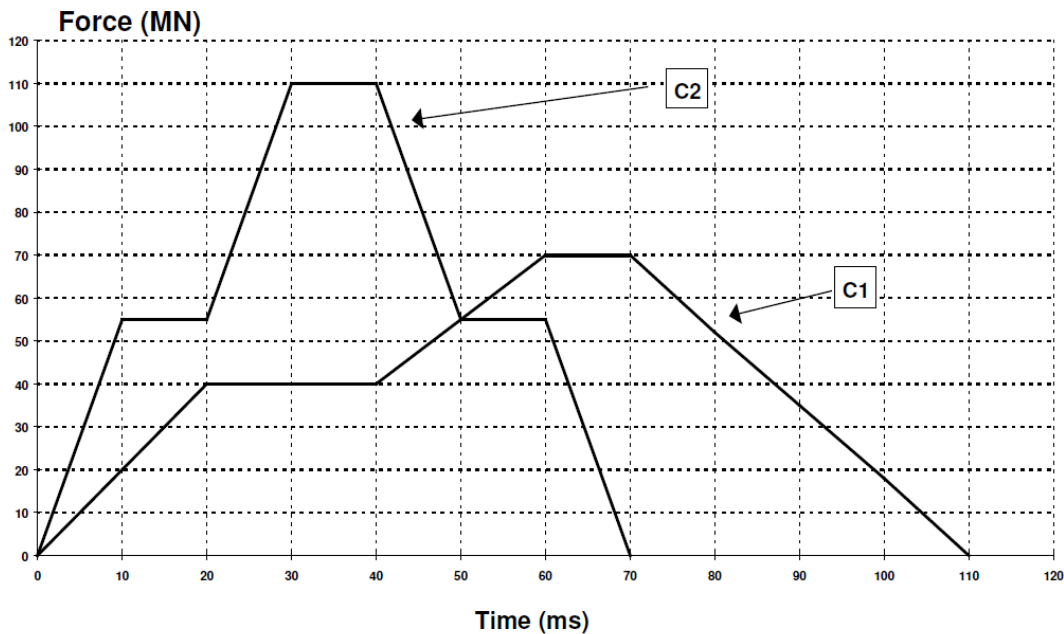
„These statistical studies lead to the conclusion that, as far as the structures of standard 1300 MWe plants are concerned, the only risk to be provided for in France is that resulting from the crash of a general aviation aircraft. Two types of general aviation aircraft are taken into account in the design of these buildings:

- A 'hard' projectile (with mainly perforating action): engine (0.2 t) of single-engined CESSNA 210 (1.5 t at 360 km/h);
- A 'soft' projectile (causing mainly shock of impact): twin-engined LEAR JET (5.7 t at 360 km/h).”

Dieses Vorgehen zur Ermittlung einer standortspezifischen Gefährdung durch Flugzeugabsturz ist mit dem in den EUR beschriebenen Ansatz, siehe (EUR 2012, 2.1.7.6.8), prinzipiell vergleichbar.

Aktuell in Frankreich geltende Anforderungen an die Auslegung des EPR gegen Flugzeugabsturz sind in (ASN 2000) angegeben. Die dabei heranzuziehenden Last-Zeit-Diagramme sind in Abbildung 5-3 aufgeführt.

Abbildung 5-3: Last-Zeit Funktionen EPR



Quelle: (ASN 2000, 2008)

Die unterschiedlichen Ansätze zur Auslegung gegen Flugzeugabsturz bei den bestehenden AKW in Frankreich zum EPR lassen sich nach (Areva & EDF 2012) wie folgt darstellen:

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

*The Technical Guidelines [(ASN 2000)] require a deterministic approach, based on load-time diagrams C1 and C2 representing the crash of a military airplane. The Reactor Building, the Fuel Building and some auxiliary buildings shall be designed against these load cases.”*

Zur Zuordnung der Gebäude vgl. auch (ASN 2011).

Im jüngst veröffentlichten ASN Guide No. 22 (ASN 2017h) wird keine weitere Präzisierung von Lastannahmen bei Flugzeugabsturz gegenüber dem RFS-I.2.a. (ASN 1980) vorgenommen, eine Bezugnahme auf (ASN 2000) erfolgt nicht.

Nach den in Frankreich geltenden Anforderungen (ASN 2012d, dort Article 3.10) sind Sicherheitsnachweise immer dann zu aktualisieren, wenn es Hinweise auf z. B. veränderte Eintrittswahrscheinlichkeiten hinsichtlich externer Einwirkungen gibt. Nach Darstellungen von ASN (ASN 2016a) ist im Rahmen periodischer Sicherheitsüberprüfungen ein „Reassessment of hazard-related risks“ vorgesehen, wozu dann auch die Bewertung des Flugzeugabsturzes zu zählen ist.



### 5.3.2. Sachstand

Für die Anlage Cattenom in Betracht gezogene zivilisatorische Einwirkungen können von industriellen Anlagen bzw. Prozessen in der Umgebung der Anlage ausgehen. In (EDF 2011) wurden hierzu anlagenexterne Explosionen oder Brände sowie die Einwirkungen toxischer Gase auf das Personal betrachtet. Dabei werden keine Risiken identifiziert, die der Regel RFS 1.2d widersprechen.

Bereits in (Küppers & Sailer 1986) werden spezifische Auslegungsmerkmale des AKW Cattenom im internationalen Vergleich bewertet. So wird in dieser Arbeit darauf hingewiesen, dass das AKW Cattenom lediglich gegen den Absturz eines kleinen Geschäftsflugzeugs von 5,7 t Gewicht ausgelegt ist. Nach (Sailer 1991) wurden im Rahmen der für die 1.300 MW-Reaktoren durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalyse wichtige Ereignisabläufe, insbesondere ein Flugzeugabsturz, nicht einbezogen.

Auch (Majer 2012) verweist darauf, dass mögliche Gefährdungen durch den naheliegenden Flughafen Luxemburg und das damit verbundene Risiko eines unfallbedingten Flugzeugabsturzes auf die Anlage Cattenom z. B. im Stresstest-Bericht des Betreibers (EDF 2011) nicht erwähnt werden. Zwar war ein gezielter Absturz eines Flugzeuges als terroristischer Angriff explizit nicht Gegenstand des EU-Stresstests, die postulierten Ausfälle von Systemfunktionen waren jedoch explizit auch als abdeckend hinsichtlich anderer Einwirkungen wie einem Flugzeugabsturz formuliert worden. So wurden andere mögliche zivilisatorische Einwirkungen auf die Anlage Cattenom im Bericht des Betreibers auch analysiert.

(Mertins 2016) hält fest, dass nicht bekannt sei, inwiefern mittlerweile neuere Betrachtungen zur Bewertung der Anlage Cattenom hinsichtlich des Risikos aus einem Flugzeugabsturz vorliegen. Auch würden die für neue Anlagen in Frankreich nach (ASN 2000) deterministisch festgelegten Anforderungen zum Schutz gegen Flugzeugabsturz von der Anlage Cattenom nicht erfüllt. Bezüglich des „Hardened Safety Core“ sei offen, inwiefern dieses System auf Basis der heutigen Anforderungen gegen Flugzeugabsturz zu sichern sei.

In Bezug auf die der ursprünglichen Auslegung der französischen AKW durch Flugzeugabsturz zu Grunde gelegten Gefährdungsanalysen konnte auf der Grundlage der verfügbaren Informationen nicht festgestellt werden, ob beispielsweise im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen eine Neubewertung der Standortgefährdung infolge einer gegebenenfalls veränderten Eintrittswahrscheinlichkeiten eines Flugzeugabsturzes vorgenommen wurde.

Gemäß (ASN 2016b, S. 166) erfolgt im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen grundsätzlich auch eine Neubewertung der Gefährdung durch externe Einwirkungen. Eine Aussage dazu, inwieweit sich dies auch auf eine Neubestimmung der Häufigkeiten eines unfallbedingten Flugzeugabsturzes bezieht, liegt jedoch nicht vor.

### 5.3.3. Bewertung

Die Auslegung der Anlage Cattenom mit Blick auf einen unfallbedingten Flugzeugabsturz geht auf eine probabilistische Betrachtung aus der Zeit der Errichtung der Anlage zurück. Es liegen keine Hinweise auf aktualisierte probabilistische Untersuchungen zur Standortgefährdung unter Berücksichtigung von Veränderungen in den relevanten Flugbewegungen rund um den Standort Cattenom (z. B. Flughafen Luxemburg, militärischer Flugverkehr) vor. Damit bestehen offene Fragen zur Aktualität der der Auslegung der Anlage Cattenom zugrunde liegenden Lastannahmen.

Die bei der ursprünglichen Auslegung festgelegten Einwirkungen der Anlage Cattenom erreichen deutlich nicht die in Frankreich für neue Anlagen deterministisch festgelegten Anforderungen. Damit weist die Anlage Cattenom grundsätzlich einen geringen physischen Schutz gegen derartige zivilisatorische Einwirkungen von außen verglichen mit aktuellen Anforderungen an den in Frankreich in Bau befindlichen EPR auf, vgl. auch Kap. 5.4.3.

Kommt es zu einem unfallbedingtem Flugzeugabsturz auf das AKW Cattenom mit größeren als den bislang für diese Anlage unterstellten Einwirkungen, so können die Folgen von Unfällen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen bis hin zu Unfallabläufen mit großen, frühen Freisetzungsraten reichen, und führen damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt, vgl. auch die Diskussion im folgenden Abschnitt. Insbesondere Unfallabläufe, die zu großen oder frühen Freisetzungsraten führen können, sind nach (Rat der Europäischen Union 2014b, §8a (1)) zu vermeiden bzw. müssen gemäß (ASN 2007) bei neu zu errichtenden Atomkraftwerken praktisch ausgeschlossen sein.

## 5.4. Angriffe durch Innentäter und gezielter Flugzeugabsturz

### 5.4.1. Bewertungsmaßstab

Mit dem Begriff „Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter“ – kurz SEWD – werden die Maßnahmen und Einrichtungen in AKW beschrieben, die zum Schutz gegen die Entwendung radioaktiver Stoffe bzw. die Herbeiführung einer Freisetzung radioaktiver Stoffe durch „Dritte“ erforderlich sind. Mit „Dritte“ sind dabei die jeweiligen Täter oder Tätergruppen gemeint. Dabei können sowohl Angriffe von außen als auch durch Personen in der Anlage, sogenannte Innentäter erfolgen. Ziel der Maßnahmen der Anlagensicherung („Security“) ist es, solche Fälle von SEWD zu verhindern, die eine Gefahr für die Menschen und deren Gesundheit darstellen könnten.

Detaillierte Anforderungen an Sicherungsmaßnahmen gegen Einwirkungen und Störmaßnahmen sind in eigens dafür entwickelten Regelungen und Richtlinien festgehalten, die der Öffentlichkeit jedoch weitestgehend nicht zugänglich sind. Die Regelungen und Richtlinien unterliegen der Geheimhaltung, da detailliertes Wissen über SEWD und Gegenmaßnahmen zur Vorbereitung von Straftaten missbraucht werden könnte und somit eine Gefahr für die Sicherheit darstellt.

Die Sicherung kerntechnischer Anlagen muss stets so gestaltet sein, dass selbst im Falle von Einwirkungen aus SEWD die grundlegenden Schutzziele erhalten bleiben und es z. B. nicht zur Freisetzung einer erheblichen Menge radioaktiver Stoffe kommt.

SEWD, gegen die ein Schutz erforderlich ist, sind in den Regelungen und Richtlinien durch Angriffsszenarien, Tätermodelle, entsprechende Lastannahmen, im Wesentlichen bestimmt durch den „Design Basis Threat“ (DBT) definiert. Unter einem DBT ist gemäß (IAEA 2014a) zu verstehen:

*“The definition of a Design Basis Threat (DBT) contains four important themes. These are:*

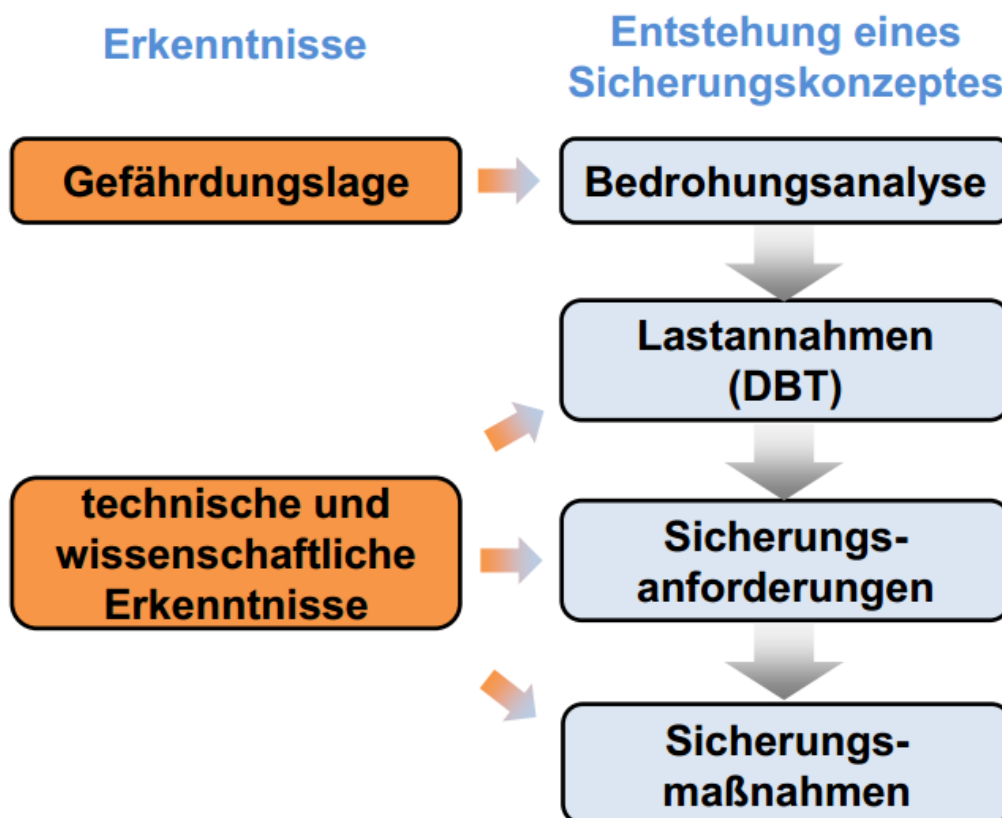
- Insider and/or external adversaries – A potential adversary is any individual or group of individuals deemed to have the intent and/or the capabilities to conduct a malicious act.*
- Malicious acts leading to unacceptable consequences – Measures need to be taken to prevent malicious acts, such as unauthorized removal of material or sabotage, and protect against their unacceptable consequences.*

- *Attributes and characteristics* – The attributes and characteristics of potential adversaries describe their capabilities to carry out a malicious act. Capabilities may include weapons, explosives, tools, transportation, insiders and insider collusion, skills, and number of individuals. These capabilities help determine the detection, delay, and response criteria for design and evaluation of an effective physical protection system.

- *Design and evaluation* – A DBT, which is defined at the State level, is a tool used to help establish performance requirements for the design of physical protection systems. A DBT is also used to help Operators and the State authorities assess the effectiveness of the systems to counter adversaries by evaluating the systems' performances against their capabilities described in the DBT."

Damit ist festgelegt, gegen welche Beanspruchungen Bauwerke und Systeme auszulegen sind, d. h. welchen SEWD die Anlage im Anforderungsfall standhalten muss (siehe hierzu Abbildung 5-4).

**Abbildung 5-4: Konzept der Ableitung von Maßnahmen zum Schutz gegen SEWD**



Quelle: (Brücher 2012)

Die Zuständigkeiten für SEWD sind national geregelt und unterliegen hohen Geheimhaltungsstufen (European Commission 2012). Dies betrifft auch die als Grundlage für Entscheidungen zu Maßnahmen zum Schutz gegen SEWD dienenden Analysen der jeweils aktuellen Gefährdungslage (Voss & Demolins 2012):

*“Nuclear security is the responsibility of the State*

- Comes under the national State security strategy
- Depends on national specificities (threat design to be adapted)
- Is a highly confidential issue
- Major role of IAEA
- The EU Commission has no competence in this issue”

Das Erfordernis von Sicherungsmaßnahmen in AKW wird in den Safety Fundamentals der IAEA (IAEA 2006), dort in 1.10:

*“1.10. Safety measures and security measures have in common the aim of protecting human life and health and the environment. The safety principles concern the security of facilities and activities to the extent that they apply to measures that contribute to both safety and security, such as:*

...

- Arrangements for mitigating the consequences of accidents and failures, which also facilitate measures for dealing with breaches in security that give rise to radiation risks;
- Measures for the security of the management of radioactive sources and radioactive material.”

sowie im Principle 8

*“3.30. The most harmful consequences arising from facilities and activities have come from the loss of control over a nuclear reactor core, nuclear chain reaction, radioactive source or other source of radiation. Consequently, to ensure that the likelihood of an accident having harmful consequences is extremely low, measures have to be taken:*

- To prevent the occurrence of failures or abnormal conditions (including breaches of security) that could lead to such a loss of control, ...”

beschrieben. Seitens der IAEA wurde unter der Überschrift „IAEA Nuclear Security Series“ eine Reihe von Regelungen und Richtlinien zur Sicherung von AKW international abgestimmt und veröffentlicht. Hierzu zählen u. a.:

- Objective and Essential Elements of a State’s Nuclear Security Regime (Security Fundamentals) (IAEA 2013)
- Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/REVISION 5) (IAEA 2011b)
- Nuclear Security Recommendations on Radioactive Material and Associated Facilities (IAEA 2014b)
- Preventive and Protective Measures Against Insider Threats (IAEA 2008)
- Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities (IAEA 2012)
- Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants Against Sabotage (IAEA 2007)

Die Notwendigkeit der Aktualisierung der den Maßnahmen zum Schutz gegen SEWD zu Grunde liegenden Analysen der Gefährdungslagen wird in den Security Fundamentals (IAEA 2013), dort 3.7, betont:

*„3.7. A nuclear security regime ensures that:*

- (a) Nuclear security threats, both internal and external to the State, are identified and assessed, including their credibility, regardless of whether the targets of internal nuclear security threats are within or outside the jurisdiction of the State;*
- (b) The State’s assessments of nuclear security threats are kept up to date;*
- (c) The State’s assessments are used in implementing the State’s nuclear security regime.”*

Von WENRA wird für Neuanlagen in Europa in (WENRA 2013, Objective O5) gefordert, dass Anforderungen an die nukleare Sicherheit und an die Sicherung in einem integralen Ansatz abgestimmt und implementiert werden sollen. Die EU-Kommission stellte dazu ergänzend bereits in 2012 (European Commission 2012) u. a. fest, dass es auf dem Gebiet der „cyber security“ einer engeren Zusammenarbeit zwischen den Mitgliedstaaten bedarf.

Im Zusammenhang mit den sicherheitsbezogenen Stresstests europäischer AKW wurde seitens der EU-Kommission eine Analyse des Standes der „nuclear security“ veranlasst, wobei auch die Frage des absichtlich herbeigeführten Flugzeugabsturzes behandelt wurde (Council of the European Union 2012). Folgende Aussagen enthält der Bericht hierzu u. a.:

- "- Measures and procedures for timely warning and alerting the NPPs in case of identification of a RENEGADE-aircraft potentially threatening them should be considered at national level.*
- Timely warning of NPP staff can be assured by coordination with those authorities responsible for civilian or military control of airspace either nationally or internationally. Provisions should be taken so that NPPs potentially threatened are alerted as soon as possible in case of a confirmed RENEGADE-aircraft.*
- The international aviation security regulations (cf. e.g. Regulation (EC) 300/2008) also constitute an effective tool. These measures mainly aim at the prevention of hijacking scenarios. Moreover, standard flight safety measures are another tool to keep RENEGADE scenarios to a minimum.”*

Der Begriff RENEGADE bezieht sich hierbei auf die Entführung und den gezielten Absturz von zivilen Flugzeugen.

Der absichtlich („intentional“) herbeigeführte Absturz eines Verkehrsflugzeuges wird in (WENRA 2013) von WENRA als Beispiel für einen integralen Ansatz von Sicherheit und Sicherung diskutiert:

*“This event (Intentional crash of a commercial airplane) is considered by WENRA as a very significant example of the expectations regarding the improvement of the interface between safety and security issues.”*

Auch im Falle eines solchen Ereignisses sollen die grundlegenden Schutzziele (Abschaltung, Wärmeabfuhr, Aktivitätsrückhaltung) gewährleistet bleiben.

In (IAEA 2017) wird hierzu der Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges (Masse 396.900 kg, Aufprallgeschwindigkeit 110 m/s) in Bezug auf den Integritätsnachweis für das Containment simuliert.

Weitere Parameter z. B. für die Boeing 720 und die Boeing 707-320 enthält (IAEA 2003), vgl. hierzu auch Abbildung 5-2.

Wesentliche Fortschritte im Sicherheitskonzept, wie sie im neu in Frankreich errichteten EPR realisiert werden, betreffen nach (IRSN 2015a) zum einen die Verstärkung des Containments:

*“The reinforced-concrete outer wall on the EPR has been made stronger than that of the preceding generation so that, in the event of a severe accident, it will withstand hydrogen explosions, meet requirements for no direct radioactive leaks to the environment, and consolidate its protection against external hazards”*

Zum anderen wird aber auch die Unterbringung von sicherheitstechnisch wichtigen Kühlmittelvorräten innerhalb des Containments betont:

*„Regarding the containment, in addition to the reinforcement of its structure (more specifically the outer concrete wall, ...), the following changes have been made ...:*

*- placement of the borated-water storage tank inside the containment, hence the name “in-containment refuelling water storage tank” (IRWST). The IRWST feeds the safety injection system and the containment heat-removal system (CHRS);*

*...”*

(IRSN 2015a) verweist darauf, dass im Unterschied zu den existierenden Anlagen wie dem AKW Cattenom die primärseitigen Kühlmittelvorräte beim EPR im Inneren des Containments untergebracht sind, wodurch ein besserer Schutz insbesondere auch gegen Einwirkungen von außen gewährleistet ist:

*“The EPR has four separate, independent low-head and medium-head safety-injection trains. The four trains are supplied with borated water from the in-containment refueling water storage tank (IRWST), so named because it is located inside the containment (whereas the RWSTs of the reactors in operation are located outside the containments).”*

Weiterhin umfassen die geschützten Bereiche neben dem Reaktorgebäude auch das Lagerbeckengebäude sowie Gebäude mit sicherheitstechnisch erforderlichen Einrichtungen:

*“Another notable difference ... is that more rooms are protected by the reinforced-concrete outer wall (airplane crash [APC] shell). In addition to the reactor building, the fuel building and two of the rooms housing the engineered safety systems are covered by the outer concrete wall.”*

#### 5.4.2. Sachstand

Nach (ASN 2012d) ist die Anlagensicherheit sowohl im Falle von „internal malevolent hazards“ als auch im Falle von „external malevolent hazards“ zu gewährleisten.

In (ASN 2017h; Mariotte 2014; Venot et al. 2004) wird der französische Ansatz zur Sicherung von AKW gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter erläutert. Demnach werden auf der Grundlage von Bedrohungsanalysen Tätermodelle, Lastannahmen, Angriffsszenarien usw. festgelegt und bilden die Grundlagen für Maßnahmen der Sicherung. Es wird unterschieden zwischen internen und äußeren Bedrohungen:

*“Concerning malevolent action, several types of threats are taken into account in French DBT (Design Basis Threat). As example could be mentioned:*

- *internal threats involving actions taken by insiders alone or not,*
- *external threats involving actions by small groups of adversaries.*

*Two assumptions are made when testing the ability of protection systems to counter aggressions of this type. The first one involves a small team of adversaries with limited resources, and the second one takes into account a larger team with more sophisticated resources.”*

Einen allgemeinen Überblick zu ausgewählten Sicherungsmaßnahmen für die Anlage Cattenom gibt (Bamme & Stepien 2017).

Seitens ASN wird im Rahmen einer sicherheitstechnischen Bewertung (“options de sûreté”) festgestellt (ASN 2012c), dass ein neuartiger Reaktor (ATMEA1) gegen den Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges ausgelegt wird. Auch der EPR soll in Bezug auf das Containment sicher gegen den Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges sein (European Commission 2012; Nicaise 2013). Die bestehenden französischen AKW sind jedoch nicht gegen den Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges geschützt. Zur Verhinderung einer solchen Situation sind deshalb Mittel, durch die sichergestellt werden soll, dass ein absichtlich herbeigeführter Flugzeugabsturz nicht „erfolgreich abgeschlossen“ werden kann, vorbereitet. Informationen im Detail hierzu liegen nicht vor.

(Marignac 2008) stellt hierzu fest:

*“.....that such an attack would be stopped before it reached its target, thanks to intelligence systems and alert and reaction plans: fighter aircraft would be mobilised to intercept any threatening airliner and shoot it down if necessary, after confirming the threat and going up the chain of command according to an established protocol.”*

Bereits in Kap. 5.3.2 wurde festgestellt, dass die Anlage Cattenom nur gegen den (unfallbedingten) Absturz eines kleinen Geschäftsflugzeuges von 5,7 t Gewicht ausgelegt ist. Demgegenüber bestehen hinsichtlich der Auslegung neuer Atomkraftwerke wesentlich höhere deterministisch festgelegte Anforderungen.

(Pistner et al. 2012; Pistner & Küppers 2015) haben als eine wesentliche sicherheitstechnische Schwachstellen der französischen Anlage Fessenheim, die eine vergleichbare Auslegung gegenüber Flugzeugabsturz wie die Anlage Cattenom aufweist, den relativ geringen Schutz von zentralen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen wie Kühlmittelvorratsbehältern und insbesondere auch der Brennelement-Lagerbecken gegenüber mechanischen Einwirkungen von außen bei einem Flugzeugabsturz identifiziert. Auch (Mertins 2016) hat darauf hingewiesen, dass die Lagerbeckengebäude lediglich geringe Wandstärken und schwach ausgelegte metallische Dachkonstruktionen aufweisen.

Aktuell wurde auch mit (Becker et al. 2017) auf die besondere Schwachstelle der Brennelement-Lagerbecken in Frankreich und Belgien hingewiesen.

### **5.4.3. Bewertung**

Wie oben ausgeführt unterliegen die konkreten Konzepte der Sicherung in Frankreich ebenso wie international einer umfassenden Geheimhaltung, so dass detaillierte Informationen öffentlich nicht zugänglich sind. Man kann jedoch auf der Grundlage der vorliegenden Informationen feststellen, dass der französische Ansatz bezüglich der Sicherung grundsätzlich den Empfehlungen der IAEA entspricht.

Auch die detaillierten Anforderungen an Sicherungsmaßnahmen zur Abwehr eines Innentäters sind in eigens dafür entwickelten Regelungen und Richtlinien festgehalten, die der Öffentlichkeit jedoch weitestgehend nicht zugänglich sind. Die Regelungen und Richtlinien unterliegen der Geheimhaltung, da detailliertes Wissen über diesbezügliche Gegenmaßnahmen zur Vorbereitung von Straftaten missbraucht werden könnte und somit eine unmittelbare Gefahr für die Sicherheit darstellt.

Maßnahmen der Sicherung können zwar die Wahrscheinlichkeit eines absichtlich herbeigeführten Kernschmelzunfalls beziehungsweise die Erfolgswahrscheinlichkeit einer Sabotageaktion herabsetzen, sie können jedoch erfolgreiche Aktionen nicht prinzipiell ausschließen.

Ein Innentäter muss dazu einerseits das vorhandene Sicherheitssystem zur Beherrschung auftretender Ereignisse außer Gefecht setzen. Im Weiteren muss er ein Ereignis auslösen, dass in der Folge bei einem Versagen des Sicherheitssystems zu einem Unfallablauf mit Kernschmelze (oder einer Freisetzung von Brennelementen im Lagerbecken mit entsprechenden Freisetzungen) führt. Darüber hinaus kann er auch versuchen, die Wirksamkeit des Containments zur Rückhaltung freigesetzter radioaktiver Stoffe zu reduzieren, so dass es zu großen, frühen Freisetzungen kommt.

Unabhängig von den konkreten Konzepten zur Sicherung ist der Umfang der gegen Angriffe durch einen Innentäter erforderlichen Sicherungsmaßnahmen daher insbesondere auch bestimmt durch den Stand der sicherheitstechnischen Auslegung des jeweiligen AKW, hierzu gehören u. a.:

- die Auslegung der Anlage gegen postulierte Störfälle mit der Redundanz und räumlichen Trennung von Sicherheitssystemen einschließlich der Hilfs- und Versorgungssysteme;
- die Auslegung des Containments;
- die Betriebs- und Störfallinstrumentierung;
- die Maßnahmen des Strahlenschutzes (insbesondere die Zugangsbeschränkungen und -kontrollen), der Arbeitssicherheit und der Arbeitserlaubnis und -freigabe sowie
- die Maßnahmen der System- und Komponentenüberwachung durch Schichttrundgänge und wiederkehrende Prüfungen.

Bei Defiziten in der Anlagenauslegung gegenüber aktuellen Sicherheitsanforderungen, wie in Kap. 6 und 7 ausgewiesen, ist daher grundsätzlich von einer höheren Erfolgswahrscheinlichkeit eines Innentäters auszugehen. So ist es beispielsweise bei einem geringen Redundanzgrad des Sicherheitssystems wie in der Anlage Cattenom, vgl. hierzu Kap. 6.2 für einen Innentäter grundsätzlich einfacher, einen vollständigen Ausfall von erforderlichen Sicherheitsfunktionen des Sicherheitssystems herbeizuführen. Dies trifft insbesondere auch dann zu, wenn die einzelnen Redundanzen durch gemeinsam genutzte Komponenten wie einfach vorhandene Rohrleitungsabschnitte oder gemeinsame Vorratsbehälter vermascht sind, vgl. Kap. 6.3. Auch das Fehlen zusätzlicher, diversitärer Einrichtungen, vgl. Kap. 6.1 und 7.1, erhöht die Erfolgswahrscheinlichkeit eines Innentäters deutlich. Auch sind im Falle von Defiziten in der Anlagenauslegung gegenüber den aktuellen Sicherheitsanforderungen Defizite in Bezug auf die erforderlichen Sicherungsmaßnahmen gegen einen Innentäter zu besorgen.

Angesicht der bestehenden Defiziten in der Anlagenauslegung gegenüber aktuellen Sicherheitsanforderungen besteht in der Anlage Cattenom somit ein deutlich erhöhtes Risiko, dass durch einen Innentäter erfolgreich Unfallabläufe bis hin zu einem Unfall mit großen, frühen Freisetzungen (vgl. Kap. 2) ausgelöst werden können. Dies stellt damit ein schwerwiegendes Risiko für Mensch und Umwelt dar.



Ein grundsätzliches Schutzniveau einer Anlage gegenüber Einwirkungen durch Dritte von außen ergibt sich auch aus dem Schutz elektro- und verfahrenstechnischer Einrichtungen gegenüber mechanischen oder thermischen Einwirkungen, beispielsweise durch die Auslegung der Gebäude, in denen sich sicherheitsrelevante Einrichtungen befinden. Dabei stellt ein gezielter Flugzeugabsturz nur eines der möglichen Szenarien für Angriffe von außen dar, grundsätzlich ist in diesem Kontext auch eine Vielzahl weiterer Szenarien (von bewaffneten Tätergruppen bis hin zum Einsatz militärischer Waffensysteme) denkbar. Die Auslegung eines AKW gegenüber einem gezielten Flugzeugabsturz kann damit zwar nicht als abdeckend für diese Thematik angesehen werden, gibt einem AKW jedoch einen entsprechenden Grundschutz, der sich auch bei anderen Angriffsszenarien grundsätzlich günstig auswirkt. Vor dem Hintergrund der Ereignisse des 11. September 2001 und der anhaltenden hohen Terrorismusgefahr kommt dieser Thematik eine besondere Bedeutung zu.

Diesbezüglich ergibt sich ein Grundschutz der Anlage Cattenom lediglich aufgrund der Auslegung gegen einen unfallbedingten Flugzeugabsturz auf dem Niveau eines kleinen Geschäftsflugzeugs. Damit weist die Anlage Cattenom nur eine geringe Robustheit von sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden und Einrichtungen auf.

Dies betrifft einerseits insbesondere die nur einfach vorhandenen Vorratsbehälter für die Kühlmittelagerung und die Dampferzeugerbespeisung (vgl. auch Kap. 6.3). Diese sind – ebenso wie weitere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen – außerhalb des Reaktorgebäudes untergebracht und damit nicht besonders gegen mechanische oder thermische Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz geschützt. Dies entspricht nicht dem Stand der Technik wie er beim gegenwärtig in Bau befindlichen EPR umgesetzt wird. Ein Versagen dieser Behälter würde zu einem vollständigen Verlust der sicherheitstechnisch erforderlichen Systemfunktionen der primärseitigen Kühlmittelergänzung oder der sekundärseitigen Dampferzeugerbespeisung und damit zu einem Unfallablauf mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen führen.

Weiterhin sind auch die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, sowohl das Reaktorgebäude als auch insbesondere das Brennelement-Lagerbeckengebäude nur vergleichsweise schwach gegen mechanische Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz ausgelegt. Kommt es bei einem Flugzeugabsturz zu einem Durchschlagen von Wänden des Lagerbeckengebäudes kann dies zu einem (vollständigen) Wasserverlust aus dem Lagerbecken führen. In diesem Fall ist eine Kühlung der Brennelemente nicht mehr länger möglich. Es kann zu massiven Freisetzungen von Radioaktivität kommen. Eine Rückhaltung dieser Freisetzungen ist nicht möglich. Wird das Reaktorgebäude getroffen, können durch eindringende Flugzeugteile oder in der Folge eines Treibstoffbrands sicherheitstechnisch erforderliche Einrichtungen zerstört werden. Kann die Kühlung des Reaktorkerns nicht gewährleistet werden, kommt es ebenfalls zu einer massiven Freisetzung von Radioaktivität. Auch in diesem Fall ist eine Rückhaltung aufgrund des zerstörten Reaktorgebäudes nicht möglich. Damit sind große, frühe Freisetzungen denkbar, die nach (Rat der Europäischen Union 2014b, §8a (1)) zu vermeiden sind bzw. gemäß (ASN 2007) bei neu zu errichtenden Atomkraftwerken praktisch ausgeschlossen sein müssen.

Der gegenwärtig in der Anlage Cattenom realisierte Schutz gegen Einwirkungen von außen entspricht nicht dem sowohl in neuen Anlagen in Frankreich (EPR, vgl. (ASN 2000)) als auch in existierenden Anlagen des Auslands (z. B. Deutschland, vgl. (BMUB 2015b)) bereits realisierten Stand der Technik. Angesichts des geringen Grundschutzes besteht in der Anlage Cattenom somit ein deutlich erhöhtes Risiko, dass es bei einem gezielten Flugzeugabsturz zu Unfallabläufen bis hin zu einem Unfall mit großen, frühen Freisetzungen kommt (vgl. Kap. 2), dies stellt damit ein schwerwiegendes Risiko für Mensch und Umwelt dar.

## 6. Sicherheitsebene 3

In diesem Kapitel werden die Auslegung des AKW Cattenom bzw. des Sicherheitssystems der Anlage (Sicherheitsebene 3) mit Blick auf grundlegende nationale und internationale Sicherheitsanforderungen (wie gestaffeltes Sicherheitssystem, Einzelfehlerfestigkeit, Entmaschung von Redundanten des Sicherheitssystems, Unabhängigkeit von Einrichtungen, Vorsorgemaßnahmen gegen Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache, Automatisierung etc.) analysiert.

Das Sicherheitssystem hat die Aufgabe, die Anlage vor unzulässigen Einwirkungen zu schützen und bei auftretenden Störfällen deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Anlage und die Umgebung in vorgegebenen Grenzen zu halten. Dabei werden an das Sicherheitssystem besonders hohe Anforderungen an die Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie an Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile gestellt.

Bestehen im Bereich des Sicherheitssystems technische Defizite, so ist die auslegungsgemäß erforderliche Zuverlässigkeit bei der Beherrschung der für ein AKW zu unterstellenden Ereignisse nicht mehr sichergestellt.

### 6.1. Ausfälle aus gemeinsamer Ursache, Diversität von Sicherheitsfunktionen

#### 6.1.1. Bewertungsmaßstab

In Anlehnung an (BfS 2005) können drei grundsätzlich verschiedene Arten von Ausfällen aufgrund gemeinsamer Ursache unterschieden werden:

- Ausfälle aufgrund einer gemeinsamen äußeren Ursache (übergreifende interne oder externe Einwirkungen, siehe hierzu auch Kap. 5),
- Ausfälle aufgrund funktionaler Abhängigkeiten der Komponenten (z. B. ein gemeinsamer Wasservorratsbehälter für ansonsten zwei unabhängige Systeme), vgl. Kap. 6.3,
- Ausfälle aufgrund einer - den Komponenten innewohnenden - gemeinsamen Ursache (GVA).

Seitens der IAEA (IAEA 2016c) ist das Erfordernis hinsichtlich eines Schutzkonzeptes gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache im Requirement 24 beschrieben:

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

Wesentliche Inhalte des Schutzkonzeptes sind bestimmt durch Anforderungen an

- Diversität,
- Redundanz (vgl. Kap. 6.2),
- Räumliche Trennung und
- Funktionelle Unabhängigkeit (vgl. Kap. 6.3).

In Kapitel 6.19 von Requirement 52 sind in Bezug auf die Notkühlung des Reaktorkerns u. a. Anforderungen an eine erforderliche Redundanz (vgl. Kap. 6.1) und Diversität beschrieben:

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

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

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

In (WENRA 2014a) werden die Anforderungen in Bezug auf den Schutz gegen GVA eher kompakter aufgelistet:

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

In den EUR (EUR 2012) sind die Anforderungen zum Schutzkonzept gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache in 2.1.6.2.2 umfassend und konkret erläutert. Sie betreffen die Anforderungen an

- Diversität,
- Unabhängigkeit,
- funktionelle und
- räumliche Trennung.

Eher übergeordnet sind die Anforderungen an den Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache in Frankreich in (ASN 2012d) geregelt. Es heißt in Article 3.1:

*„Application of the principle of defence in depth is based chiefly on: “..... a cautious design approach, integrating design margins and wherever necessary introducing adequate redundancy, diversification and physical separation of the elements important for protection that fulfil functions necessary for the demonstration of nuclear safety, to obtain a high level of reliability and guarantee the functions mentioned in the preceding paragraph.”*

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

In Artikel 3.1 (7) in (ANVS 2015) heißt es hierzu:

*“The potentials for common-cause failures of items important to safety shall be analysed. Measures to reduce the incident probability of such failures shall be implemented, that with a high level of confidence multiple failure of items important to safety at level 3a of defence in depth does not have to be assumed. Thus, safety systems for which potentials for common-cause failures were identified shall be designed according to the principle of diversity as far as feasible and technically reasonable.”*

Im finnischen Regelwerk (STUK 2013b) gelten hierzu die folgenden Anforderungen:

*„351. Failure tolerance analyses shall be carried out to demonstrate that*

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

Und weiter:

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

Der Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache ist für neue Reaktoren bei den Anforderungen an den französischen EPR (ASN 2000) umfassend geregelt. Es ist in Kapitel A 2.2 u. a. dazu gefordert:

*„Particular attention has to be given to minimizing the possibilities of common cause failures. Physical and spatial separation shall be applied as far as possible. Support functions (energy, control, cooling, etc.) shall be also independent to the largest possible degree. Special emphasis has to be placed on the redundancy and diversity of electrical power supplies. In addition, provisions (including hardware and software diversity) have to be implemented at the level of the overall instrumentation and control architecture to limit software-induced common cause failures.”*

Wesentliche Fortschritte im Sicherheitskonzept, wie sie im neu in Frankreich errichteten EPR realisiert werden, betreffen nach (IRSN 2015a) auch das Vorhandensein einer diversitären Notstromversorgung:

*“In the case of the EPR, the offsite emergency power supplies consist of two sets of four diesel generators (each set being housed in its own building) and two station blackout (SBO) generators.”*

Weiterhin verfügt der EPR über ein zusätzliches, betrieblich genutztes System zur Bespeisung der Dampferzeuger während des An- und Abfahrens des Reaktors:

*“The EPR is also equipped with a system that feeds water to the steam generators during reactor startup and shutdown.”*

Aus den zitierten Anforderungen kann abgeleitet werden, dass

- generell Vorkehrungen zur Minderung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Ausfällen aus gemeinsamer Ursache derart zu treffen sind, dass ein Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen auf der Sicherheitsebene 3 nicht unterstellt werden muss.

- Redundante Sicherheitseinrichtungen, bei denen Möglichkeiten für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache identifiziert werden können, sind dazu, soweit technisch sinnvoll, diversitär auszuführen.

Bezüglich des Schutzes gegen übergreifende Einwirkungen von innen wie Brand oder interne Überflutung gilt:

- Für den Fall übergreifender Einwirkungen von innen müssen die zueinander redundanten Teilsysteme von Sicherheitseinrichtungen so räumlich getrennt aufgestellt sein oder sind so zu schützen, dass ein redundanzübergreifender Ausfall verhindert wird.

### 6.1.2. Sachstand

In (Sailer 1991) wurde festgestellt, dass wichtige Ereignisabläufe, so interne übergreifende Einwirkungen wie Brand und interne Überflutung, bislang nicht in die probabilistischen Sicherheitsanalysen der 1.300 MW-Anlagen in Frankreich einbezogen waren. Speziell interne Überflutungen sind demnach vor allem in Räumen eines AKWs möglich, durch die Rohrleitungen mit großen Wasserdurchsätzen führen. Im Fall einer Undichtheit, eines Leitungsrisses oder eines falsch betätigten Ventils können solche internen Überflutungen eintreten. Dies wird sicherheitsrelevant, wenn sich im betroffenen Raum andere Sicherheitssysteme befinden, die durch die Überflutung außer Funktion gesetzt werden können (z. B. durch das Entstehen von elektrischen Kurzschlüssen). Ein Beispiel hierfür war der Wassereintritt in einen Verbindungskanal während der Inbetriebnahme von Cattenom-1 im Herbst 1986.

Die weiterhin hohe Bedeutung von Ereignissen aufgrund von internen Überflutungen zeigte sich auch in zwei Ereignissen in den Anlagen Fessenheim und Blayais im Jahr 2014, vgl. (IRSN 2015b). Bei beiden Ereignissen kam es zu einer Beeinträchtigung elektrischer bzw. leittechnischer Einrichtungen durch eine interne Wasserfreisetzung. Das Ereignis in Le Blayais offenbarte dabei auch ein potenzielles generisches Defizit aller französischen 900 und 1.300 MW Anlagen, also auch der Anlage Cattenom. Im Rahmen von Nachrüstungen waren in der Vergangenheit Wanddurchdringungen erneuert worden, wobei die erforderliche Dichtigkeit gegen einen Übertritt von Wasser aus einem Raum in einen anderen nicht wieder auslegungsgemäß hergestellt wurde. In der Folge wurde von EDF ein Überprüfungsprogramm für alle potenziell betroffenen Anlagen gestartet, um die Konformität der Wanddurchdringungen zu überprüfen. Zum Status der Überprüfung bzw. konkreten Befunden hinsichtlich der Anlage Cattenom liegen jedoch keine genaueren Informationen vor.

Im Zusammenhang mit der Fertigung von Komponenten für französische und ausländische Kerntechnische Anlagen im Werk von AREVA NP in Le Creusot wurden 2014 Anomalien festgestellt, für eine ausführlichere Diskussion wird hier auf die Darstellung in (Darcet-Felgen & Canton 2017, S. 38ff) sowie die Darstellung in (ASN 2017f) verwiesen.

In (CLI 2016) wird hinsichtlich einer für die Anlage Cattenom festgestellten Anomalie zusammenfassen dargestellt:

*„In Cattenom ist ein Reaktor von einer dieser Unregelmäßigkeiten betroffen: zwei chemische Analysen zeigen unterschiedliche Werte für dasselbe Anlagenteil. Gleichwohl entsprechen beide der Spezifikation. Nach Überprüfung und eingehender Analyse der von EDF und Areva übermittelten Unterlagen ist die ASN zu der Auffassung gelangt, dass die festgestellte Unregelmäßigkeit keinen Einfluss auf die Anlagensicherheit hat.“*

Unabhängig von den bislang festgestellten Anomalien wurde von ASN allerdings eine weitergehende Analyse der in der Anlage Creusot Forge gefertigten Komponenten angeordnet (ASN 2017i). Danach hat EDF für alle französischen Reaktoren eine Überprüfung der in Creusot Forge gefertigten Komponenten durchzuführen. Für die Anlage Cattenom ist demnach bis spätestens zwei Monate vor dem Wiederaufstart nach der für 2018 vorgesehenen Revision das Ergebnis dieser Analyse vorzulegen.

Hinsichtlich einer diversitären Auslegung von Sicherheitseinrichtungen der Sicherheitsebene 3 ist festzustellen, dass in der Anlage Cattenom für die elektrische Energieversorgung bei Ausfall der auslegungsgemäß erforderlichen Notstromdiesel ein diversitärer Notstromgenerator TAC zur Verfügung steht. Damit verfügt der Standort zwar über eine zur normalen Notstromversorgung diversitäre Notstromanlage. Diese ist jedoch nur einsträngig für alle vier Blöcke gemeinsam vorhanden und nicht seismisch qualifiziert, sie steht also zur Beherrschung eines Bemessungserdbebens (Sicherheitsebene 3) auslegungsgemäß nicht zur Verfügung. Auch ist der TAC nicht in der Lage, alle auf Sicherheitsebene 3 gegebenenfalls erforderlichen Sicherheitseinrichtungen zu versorgen, vgl. Kap. 3.1.2.

Des Weiteren steht in jedem Block die Möglichkeit der elektrischen Energieversorgung einiger Einrichtungen durch den frischdampfgetriebenen Generator LLS zur Verfügung. Aufgrund eines generischen Defizits verschiedener französischer Atomkraftwerke, so auch der Anlage Cattenom, muss allerdings gegenwärtig festgehalten werden, dass bei einem Ausfall der externen Stromversorgung, überlagert mit einem Ausfall der beiden Notstromdiesel eines Blocks, also gerade im Anforderungsfall des LLS-Systems, aufgrund des Ausfalls der Gebäudekühlung auch der frischdampfgetriebene Turbogenerator LLS kurzfristig ausfallen wird, vgl. Kap. 7.1.2. Damit kann von diesem System gegenwärtig für solche Anlagenzustände kein Kredit genommen werden.

(Mertins 2016) stellt weiterhin fest, dass bezüglich der Sicherheitsfunktion der sekundärseitigen Wärmeabfuhr durch die vorhandenen Turboeinspeisepumpen zusätzlich zu den elektrisch angetriebenen Einspeisepumpen eine diversitäre Auslegung bezüglich der Antriebe der Speisewasserversorgung gegeben ist. Allerdings steht die Einspeisung durch die Turboeinspeisepumpen nur bei Anlagenzuständen mit einem ausreichenden Frischdampfdruck im Sekundärsystem zur Verfügung. Auch ist hierfür der Betrieb des LLS erforderlich, vgl. Kap. 3.1.1.

Darüber hinaus bestehen nach unserem Kenntnisstand auf der Sicherheitsebene 3 für die sicherheitstechnisch relevanten verfahrens- und elektrotechnischen Einrichtungen (vgl. die Darstellung in Kap. 3.1) keine weiteren diversitären Einrichtungen.

Die Aufsichtsbehörde verweist in (ASN 2017c) mit Blick auf die Umsetzung des Artikels 3.1 aus (ASN 2012d) auf die Einrichtungen des HSC:

*“En complément des exigences d’ores et déjà applicables, les principes de séparation et d’indépendance constituent une partie des exigences associées aux équipements constituant le noyau dur.”*

### 6.1.3. Bewertung

Für wesentliche Sicherheitsfunktionen auf der Sicherheitsebene 3 wie die

- primärseitige Kühlmittelergänzung,
- primärseitige Wärmeabfuhr,
- Wärmeabfuhr aus dem Containment,

- Lagerbeckenkühlung

sind keine diversitären Systeme oder Einrichtungen vorhanden. Lediglich im Bereich der sekundärseitigen Dampferzeugerbespeisung sind diversitär angetriebene Einspeisepumpen vorhanden.

Die Aufsichtsbehörde verweist auch auf die geplanten Nachrüstungen im Zusammenhang mit dem „Hardened Safety Core“ (HSC). Das HSC ist jedoch als System der 4. Sicherheitsebene eingestuft, d. h. es weist geringere Anforderungen mit Blick auf die Auslegung der Komponenten, die Qualitätssicherung bei Errichtung und Betrieb und im Bereich der wiederkehrenden Prüfungen auf, als diese für das Sicherheitssystem erforderlich sind. Außerdem ist die 4. Sicherheitsebene als eine zusätzliche und unabhängige Ebene gegenüber den Einrichtungen der 3. Sicherheitsebene erforderlich. Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene können daher nicht zur Kompensation von hier benannten bestehenden Defiziten auf der 3. Sicherheitsebene herangezogen werden. Darüber hinaus sind diese Einrichtungen bisher nur in Planung und stehen auch noch für längere Zeiträume nicht zur Verfügung. Sie spielen also für die aktuelle Sicherheit der Anlage Cattenom keine Rolle, siehe hierzu die Darlegungen in Kap. 3.2.3 und 7.1.

Defizite auf der Sicherheitsebene 3 sind als Einschränkungen bei der erforderlichen wirksamen und zuverlässigen Störfallbeherrschung einzustufen. Auch wenn hierdurch keine unmittelbare Abweichung von in Frankreich geltenden Regelwerksanforderungen festgestellt werden konnte, entspricht dies nicht dem heute auch in Frankreich für neue Anlagen herangezogenen Sicherheitsniveau. Mit Blick auf eine diversitäre Auslegung von Sicherheitseinrichtungen ist diese in einem Umfang gefordert, der eine hohe Zuverlässigkeit der Beherrschung von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 garantiert. Im Zusammenhang mit den weiteren, auf Sicherheitsebene 3 vorhandenen Schwachstellen (siehe Kap. 6.2.3 und 6.3.3) muss daher die ausreichende Zuverlässigkeit der Ereignisbeherrschung auf der Sicherheitsebene 3 in Frage gestellt werden.

Ohne eine ausreichende Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems besteht eine deutlich erhöhte Wahrscheinlichkeit dafür, dass die auf der Sicherheitsebene 3 zu unterstellenden Ereignisabläufe nicht auslegungsgemäß beherrscht werden, sondern es zu auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen kommt. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich (vgl. Kap. 2) und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

## 6.2. Redundanzgrad und Einzelfehler

### 6.2.1. Bewertungsmaßstab

Das Einzelfehlerkriterium ist als Requirement 25 in den IAEA Specific Safety Requirements angegeben (IAEA 2016c):

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

Eine konkrete Anforderung in Bezug auf Einhaltung des Einzelfehlers auch bei Instandhaltungsmaßnahmen an Sicherheitssystemen (Einrichtungen der Sicherheitsebene 3) während des Betriebes eines AKW findet man in (IAEA 2016c) nicht, jedoch wird in 5.46 gefordert, dass die Zuverlässigkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion unter solchen Betriebsbedingungen nicht signifikant beeinträchtigt sein darf:

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

In Bezug auf die Gewährleistung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltungsmaßnahmen („Einzelfehlerkonzept“) im laufenden Betrieb enthält der IAEA Safety Guide (IAEA 2004) bezüglich des Notkühlsystems hierzu die folgende Regelung:

*„4.73 If it is intended to perform maintenance of components of the emergency core cooling system during plant operation, the emergency core cooling system should be so designed that no single failure, even during such maintenance, could prevent the fulfilment of its intended safety functions.“*

Diese Regelung ist zwar als “should” formuliert, weist aber darauf hin, dass die Notwendigkeit der Einhaltung des Einzelfehlerkriteriums am Notkühlsystem während einer Instandhaltung im laufenden Betrieb gesehen wird. Ähnlich gelagerte Anforderungen findet man bei der IAEA in Bezug auf das Reaktorschutzsystem (IAEA 2016a).

Im Prinzip gilt die Forderung nach einzelfehlerfester Auslegung auch für passive Anlagenteile. Passive Anlagenteile sind gemäß (IAEA 2016b) definiert als:

*“A component whose functioning does not depend on an external input such as actuation, mechanical movement or supply of power.*

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

*- Examples of passive components are heat exchangers, pipes, vessels, electrical cables and structures. It is emphasized that this definition is necessarily general in nature, as is the corresponding definition of active component.*

*- Certain components, such as rupture discs, check valves, safety valves, injectors and some solid state electronic devices, have characteristics which require special consideration before designation as an active or passive component.*

*- Any component that is not a passive component is an active component.”*

Das Ziel besteht darin, dass es als Folge eines zu unterstellenden passiven Einzelfehlers zu keinem redundanzübergreifenden Versagen von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen kommt. Nach (IAEA 2016c, 5.40) muss der Einzelfehler an einer passiven Komponente dann nicht unterstellt werden, wenn nachgewiesen werden kann, dass der Ausfall der betroffenen Einrichtung unter Störfallbedingungen sehr unwahrscheinlich ist:

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

Seitens WENRA wird im Reference Level E9.4 ganz grundsätzlich die Notwendigkeit der Erreichung der erforderlichen Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsebene 3 durch eine geeignete Wahl von Maßnahmen wie die Nutzung betriebsbewährter Komponenten, eine redundante oder diversitäre Ausführung sowie eine Trennung und Unabhängigkeit der Einrichtungen



angesprochen (WENRA 2014a). Die Berücksichtigung des Einzelfehlers in der Auslegung wird im Reference Level E8.2 prinzipiell für aktive Anlagenteile zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsebene 3 gefordert. Für passive Anlagenteile gilt diese Anforderung nicht, solange nachgewiesen ist, dass mit ihrem Versagen unter Störfallbedingungen nicht zu rechnen ist.

In Bezug auf die Erfüllung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltung im laufenden Betrieb beschränkt sich das diesbezügliche Reference Level E10.7 auf das Reaktorschutzsystem („Reactor protection system“).

Für andere Sicherheitseinrichtungen gilt dies nur dann, wenn in den jeweiligen Betriebsvorschriften Instandhaltungsmaßnahmen während des Anlagenbetriebs als zulässig beschrieben sind. Kurzfristige Instandhaltungsmaßnahmen können jedoch zulässig sein, wenn die entsprechenden Prozeduren in den Betriebsvorschriften festgelegt sind sowie nachgewiesen ist, dass die Zuverlässigkeit der Erfüllung der betroffenen Sicherheitsfunktion nicht beeinträchtigt ist, vgl. hierzu bspw. (NEA 2001).

In den EUR (EUR 2012, dort 2.1.3.4) wird erläutert, dass in einigen Ländern das Einzelfehlerkriterium auch im Falle einer Instandhaltung an Sicherheitssystemen während des Betriebs des AKW einzuhalten ist:

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

Dies trifft auch auf die in Deutschland geltenden Anforderungen zu (BMUB 2015a, 2015b).

In den französischen Regeln wird eine redundante Ausführung von Sicherheitseinrichtungen als notwendig zur Erzielung einer hohen Zuverlässigkeit beschrieben (ASN 2012d, Article 3.1).

In (ASN 2000, C.2.1) wird für neue Reaktoren ergänzend gefordert, dass für sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen das Einzelfehlerkriterium auch im Falle von Instandhaltungsmaßnahmen während des Betriebes des AKW gewährleistet sein muss. ASN verweist in diesem Zusammenhang auf die 4-Strängigkeit der Sicherheitssysteme für den EPR (ASN 2011).

Die Anforderung nach Einhaltung des Einzelfehlers auch im Falle von Instandhaltungen wird sowohl im niederländischen Regelwerk (ANVS 2015), als auch im belgischen (Roi des Belges 2011) und im finnischen Regelwerk (STUK 2013b) angegeben. Die diesbezüglichen Zitate sind in Kap. 4 aufgelistet.

Wesentliche Fortschritte im Sicherheitskonzept, wie sie im neu in Frankreich errichteten EPR realisiert werden, betreffen nach (IRSN 2015a) die Auslegung des Sicherheitssystems mit vier räumlich getrennten Redundanzen:

*“The EPR has four independent engineered safety systems. Each is located, with its support systems, in a room that is physically separate from the others.”*

## 6.2.2. Sachstand

Das Sicherheitssystem der Anlage Cattenom ist grundsätzlich zweisträngig (n+1 Redundanzgrad), d. h. einzelfehlerfest ausgelegt, vgl. Kap. 3.1. Dies betrifft u. a. die Einrichtungen zur

- primärseitigen Nachkühlung (RRA, RRI, SEC)
- primärseitigen Kühlmittelergänzung bei Kühlmittelverluststörfällen (RIS)

- Containment-Kühlung bei Kühlmittelverluststörfällen (EAS, RRI, SEC)
- Kühlung des Lagerbeckens (PTR).

Ein höherer Redundanzgrad bezüglich der aktiven Einrichtungen ist für die Sicherheitsfunktionen der

- sekundärseitigen Dampferzeugerbespeisung (ASG) sowie
- der primärseitigen Aufborierung und der Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen (RCV)

vorhanden, auch für diese Systemfunktionen ist die Auslegung jedoch grundsätzlich zweisträngig.

Mit Blick auf die Einrichtungen zur Notstromversorgung ist festzustellen, dass der Redundanzgrad der Notstromversorgung in der Anlage Cattenom ebenfalls einzelfehlerfest (n+1) aufgebaut ist.

Der geringe Redundanzgrad der Notstromversorgung wird für bestimmte sicherheitstechnisch erforderliche Funktionen durch von der Notstromversorgung unabhängige frischdampfgetriebene Einrichtungen (sekundärseitige Turboeinspeisepumpen) bzw. eine zusätzliche elektrische Notstromversorgung durch LLS kompensiert, sofern ein ausreichender Frischdampfdruck zum Antrieb der Systeme vorhanden ist. Aufgrund eines generischen Defizits verschiedener französischer Atomkraftwerke, so auch der Anlage Cattenom, muss allerdings gegenwärtig festgehalten werden, dass bei einem Ausfall der externen Stromversorgung, überlagert mit einem Ausfall der beiden Notstromdiesel eines Blocks, also gerade im Anforderungsfall des LLS-Systems, aufgrund des Ausfalls der Gebäudekühlung auch der frischdampfgetriebene Turbogenerator LLS kurzfristig ausfallen wird, vgl. Kap. 7.1.2. Damit kann von diesem System gegenwärtig für solche Anlagenzustände kein Kredit genommen werden.

Bereits (Küppers & Sailer 1986) weisen darauf hin, dass für das AKW Cattenom die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums bspw. im Bereich der Notkühlung und der Notstromversorgung zu einem 2x100% (oder n+1)-Redundanzgrad in der Auslegung geführt hat. Dies lässt eine zusätzliche Instandhaltung während des Betriebs bei Einhaltung des Einzelfehlerkriteriums nicht zu, auch ist während unvermeidlicher Instandsetzungszeiten das Einzelfehlerkriterium nicht erfüllt.

Auch (Majer 2012) stellt fest, dass generell die Notkühleinrichtungen auch für Störfälle im Auslegungsbereich nicht sehr zuverlässig sind. So sei in wichtigen Bereichen nur ein Redundanzgrad von 2 realisiert. In vielen Anlagen des westlichen Auslandes sei der Redundanzgrad 4 und werde durch Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich ergänzt.

Mit Blick auf eine andere ältere französische Anlage, die Anlage Fessenheim, verweisen auch (Pistner et al. 2012; Pistner & Küppers 2015) auf den geringen Redundanzgrad des Sicherheitssystems. Zur Frage der Einzelfehlerfestigkeit hat der Betreiber EDF mit Blick auf die Anlage Fessenheim darauf hingewiesen, dass eine Instandhaltung an einer Redundanz des Sicherheitssystems während des Leistungsbetriebs nicht zulässig sei, es sei denn, es sind äquivalente Ersatzmaßnahmen vorhanden. Hierzu zählt nach (EDF 2013) beispielsweise die am Standort einfach vorhandene zusätzliche Gasturbine (TAC), die als Ersatz für einen Notstromdiesel verwendet werden kann, oder die Tatsache, dass im Zwischenkühlkreislauf RRI jeweils zwei gleichwertige Pumpen vorhanden seien. Auch die Aufsichtsbehörde ASN verweist darauf, dass eine Instandhaltung an einer der Redundanzen des Sicherheitssystems während des Betriebs nicht zulässig ist, ohne dass kompensatorische Maßnahmen ergriffen würden.

(Mertins 2016) weist ebenfalls darauf hin, dass die meisten Sicherheitsfunktionen (insbesondere primärseitige Wärmeabfuhr) lediglich einzelfehlerfest aufgebaut sind und daher keine gleichzeitige Instandhaltung während des Betriebs zulassen.

### 6.2.3. Bewertung

Das Sicherheitssystem der Anlage Cattenom ist grundsätzlich zweisträngig ( $n+1$  Redundanzgrad), d. h. einzelfehlerfest ausgelegt. Damit entspricht die Anlage grundsätzlich internationalen Anforderungen an die Einzelfehlerfestigkeit des Sicherheitssystems.

Für neue Anlagen wird demgegenüber ein höherer Redundanzgrad ( $n+2$ ) gefordert, der auch eine Ereignisbeherrschung bei gleichzeitig vorliegendem Instandhaltungsfall ermöglichen würde. Auch im EPR in Frankreich ist die Auslegung des Sicherheitssystems viersträngig, was z. B. von (IRSN 2015a) als besonderer Sicherheitsvorteil des EPR gegenüber den bisher in Frankreich betriebenen AKW bewertet wird.

Die Anforderung nach Einhaltung des Einzelfehlers im Falle von Instandhaltungen wird sowohl im niederländischen Regelwerk (ANVS 2015), als auch im belgischen (Roi des Belges 2011) und im finnischen Regelwerk (STUK 2013b) ebenfalls für bestehende AKW angegeben. Diese Anforderung gilt auch für die in Deutschland in Betrieb befindlichen AKW (BMUB 2015b).

In Anlagen mit höherem Redundanzgrad ist zwar typischerweise eine vorbeugende (geplante) Instandhaltung auch während des Leistungsbetriebs der Anlagen zulässig. Für solche Zeiträume ist der verfügbare Redundanzgrad entsprechend wiederum auf ( $n+1$ ) reduziert. Allerdings sind vorbeugende Instandhaltungen während des Leistungsbetriebs üblicherweise nur unter Einhaltung verschiedener einschränkenden Randbedingungen zulässig, wie zum Beispiel, dass die übrigen Redundanzen soweit verfügbar sind, dass für die Dauer des Instandhaltungsvorgangs das Einzelfehlerkriterium erfüllt ist, dass Maßnahmen der vorbeugenden Instandhaltung grundsätzlich in Betriebsphasen durchgeführt werden, in denen eine Anforderung dieser Einrichtung nicht ansteht oder wenig wahrscheinlich ist, so z. B. während des Nichtleistungsbetriebs, oder dass die gesamte daraus resultierende Unverfügbarkeit von Einrichtungen zeitlich zu begrenzen ist.

Insgesamt ist damit festzuhalten, dass ein ( $n+2$ ) Redundanzgrad durch Instandhaltungsmaßnahmen während des Leistungsbetriebs für begrenzte Zeiten eingeschränkt ( $n+1$  Redundanzgrad) verfügbar sein kann. Doch auch dann besteht noch uneingeschränkt ein einzelfehlerfester Zustand. Für den Großteil der Zeiten des Leistungsbetriebs ist dieser Redundanzgrad jedoch als uneingeschränkt verfügbar anzusehen, so dass bei dann auftretenden Ereignissen sogar beim Vorliegen von zwei unabhängigen Einzelfehlern das Ereignis noch auslegungsgemäß beherrscht würde.

Demgegenüber kann eine Anlage mit einem Redundanzgrad von ( $n+1$ ) immer höchstens einen Einzelfehler beherrschen. Auch bei diesen Anlagen kann es jedoch während des Leistungsbetriebs zu Instandhaltungsnotwendigkeiten kommen. Zwar muss die Anlage dann ggf. abgefahren werden, doch bestehen hierfür auch zulässige Reparaturzeiten, so dass eine Anlage vor dem Abfahren bzw. während einer erforderlichen Reparatur auch mit einem vorliegenden Redundanzgrad von ( $n+0$ ) für begrenzte Zeit im Leistungsbetrieb verbleibt. Kommt es während solcher Zeiten zu einem Ereignis, kann kein weiterer Ausfall von Sicherheitseinrichtungen mehr beherrscht werden.

Auch während des Nichtleistungsbetriebs (also bei abgeschalteter Anlage) ist bei den grundsätzlich erforderlichen Instandhaltungsarbeiten an einzelnen Redundanzen in ( $n+2$ ) Anlagen ein einzelfehlerfester Zustand gegeben, während in Anlagen mit einem ( $n+1$ ) Redundanzgrad für solche Zeiträume keine Einzelfehlerfestigkeit im Sicherheitssystem mehr vorliegt.

Insgesamt erhöht damit ein größerer Redundanzgrad die Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 deutlich, weil eine größere Anzahl an Einrichtungen vorhanden ist und damit auch mehrere unabhängig voneinander auftretende Fehler bzw. vorliegende Unverfügbarkeiten nicht zu einem Verlust der erforderlichen Systemfunktion führen. Für die im AKW Cattenom realisierte (n+1)-Auslegung muss daher im Zusammenhang mit den weiteren, auf Sicherheitsebene 3 vorhandenen Schwachstellen (siehe Kap. 6.1.3 und 6.3.3) die ausreichende Zuverlässigkeit der Ereignisbeherrschung auf der Sicherheitsebene 3 in Frage gestellt werden.

Ohne eine ausreichende Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems besteht eine deutlich erhöhte Wahrscheinlichkeit dafür, dass die auf der Sicherheitsebene 3 zu unterstellenden Ereignisabläufe nicht auslegungsgemäß beherrscht werden, sondern es zu auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen kommt. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich (vgl. Kap. 2) und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

### 6.3. Unabhängigkeit und Entmaschung

#### 6.3.1. Bewertungsmaßstab

Von grundlegender Bedeutung für die Sicherheit eines AKW ist das gestaffelte Sicherheitskonzept, dessen verschiedene Ebenen unabhängig voneinander wirken sollen (IAEA 2016c, Requirement 7). In 2.13 wird hierzu ausgeführt:

*“If one level of protection or barrier were to fail, the subsequent level or barrier would be available.... The independent effectiveness of the different levels of defence is a necessary element of defence in depth”.*

In Bezug auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (Sicherheitssysteme) ist gemäß Requirement 21 die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen oder von Redundanzen eines Sicherheitssystems gefordert:

*“Interference between safety systems or between redundant elements of a system shall be prevented by means such as physical separation, electrical isolation, functional independence and independence of communication (data transfer), as appropriate.”*

Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitssysteme:

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

*5.43. It shall not be permissible for a failure of a support service system to be capable of simultaneously affecting redundant parts of a safety system or a system fulfilling diverse safety functions and compromising the capability of these systems to fulfil their safety functions.”*

Weiterhin ist gemäß (IAEA 2016c, 4.10) gefordert, dass für den Betrieb eines AKW immer alle Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts verfügbar sein müssen.

*“4.10. The design shall take due account of the fact that the existence of multiple levels of defence is not a basis for continued operation in the absence of one level of defence. All*

*levels of defence in depth shall be kept available at all times and any relaxations shall be justified for specific modes of operation.”*

Nach (IAEA 2016c, 2.13) gelten auf den verschiedenen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts unterschiedliche Zuverlässigkeitsanforderungen für die jeweiligen Einrichtungen und Maßnahmen, die zur Erreichung der definierten Ziele erforderlich sind. Die diesbezüglichen Anforderungen für die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 sind gegenüber der Sicherheitsebene 3 abgemindert. Insofern dürfen Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.

Unabhängigkeit im Reaktorschutz und bei der Wärmeabfuhr wird ebenfalls bei WENRA gefordert (WENRA 2014a, E10.7 und F4.7). In den EUR sind die Anforderungen an die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen detailliert und umfassend geregelt (EUR 2012, 2.1.6.2.2.2).

In Frankreich ist in (ASN 2012d, Article 3.1) die Unabhängigkeit der einzelnen Ebenen im gestaffelten Sicherheitskonzept geregelt. Im Weiteren ist zwar die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen nicht konkret angesprochen, in dem eben zitierten Article 3.1 wird jedoch umfassend das Schutzkonzept zur Gewährleistung der Unabhängigkeit dieser Systeme erläutert:

*“.....a cautious design approach, integrating design margins and wherever necessary introducing adequate redundancy, diversification and physical separation of the elements important for protection that fulfil functions necessary for the demonstration of nuclear safety, to obtain a high level of reliability and guarantee the functions mentioned in the preceding paragraph”*

Im Abschnitt A.2.2 von (ASN 2000) sind für neue Reaktoren Maßnahmen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen gefordert. Die Forderung wird hier auch konkret für die Hilfs- und Versorgungssysteme erhoben.

Die Anforderungen an den Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache betreffen beim französischen EPR (ASN 2000) auch sicherheitstechnisch wichtige Komponenten wie Rohrleitungen, Pumpen, Ventile usw. In F1.2.1 wird hierzu gefordert:

*„The design and layout of pipes, vessels, tanks, pumps and valves shall be based as far as possible on the principle of physical or spatial separation in order to prevent the worsening of an initial event, assuming notably an aggravating failure consistently with the rules applied for the reference transients, incidents and accidents, and to avoid common cause failures in systems necessary to reach and maintain a safe shutdown state.”*

Ähnlich gelagerte Anforderungen sind im finnischen kerntechnischen Regelwerk verankert (STUK 2013b):

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

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

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

Auch im niederländischen Regelwerk (ANVS 2015) sind die Anforderungen an die Zuverlässigkeit von Sicherheitssystemen umfassend geregelt, u. a.:

*„3.1 (3) In addition to subsection 3.1 (2), the following design principles shall be applied to the safety systems at level 3a of defence in depth to ensure sufficient reliability:*

- a) redundancy (degree of redundancy (n+2));*
- b) diversity;*
- c) segregation of redundant subsystems, unless it is conflicting with safety benefits;*
- d) physical separation of redundant subsystems;*
- e) safety-oriented system behaviour upon subsystem or plant component malfunctions (application of the fail-safe principle);*
- f) preference of passive over active safety systems;*
- g) the auxiliary and supply systems of the safety systems shall be designed with such reliability and protected against impacts that they ensure the required high availability of the installations to be supplied;*
- h) automation (in the accident analysis, installations that have to be actuated manually shall in principle not be considered until 30 minutes have passed).”*

Ebenso sind im belgischen Regelwerk (Roi des Belges 2011) Anforderungen an den Schutz von Sicherheitssystemen gegen den Ausfall aus gemeinsamer Ursache enthalten:

*„17.2 ... Les bâtiments qui abritent des équipements importants pour la sûreté nucléaire sont subdivisés en compartiments qui séparent les charges calorifiques des équipements importants pour la sûreté nucléaire, et qui isolent effectivement les systèmes redondants l'un de l'autre ...”*

Wesentliche Fortschritte im Sicherheitskonzept, wie sie im neu in Frankreich errichteten EPR realisiert werden, betreffen nach (IRSN 2015a) die strikte räumliche Trennung der Redundanzen des Sicherheitssystems:

*“organisation of the engineered safety systems and the support systems (safety injection system [SIS], steam generator emergency feedwater system [EFWS], component cooling-water system [CCWS], essential service-water system [ESWS], emergency power supplies [EPS]) into four independent trains located in physically separate rooms. This physical separation ensures that the engineered safety systems remain available in the event of an internal or external hazard (e.g., fire, earthquake or flood).”*

Weiterhin sind die Einspeisestränge des Notspeisesystems für die Dampferzeuger strangweise getrennt und greifen auch auf strangweise getrennte Vorratsbehälter zu:

*“In the case of the EPR, the EFWS has four separate, independent trains, each of which has its own water tank that is supplied by a shared 2600 m<sup>3</sup> tank.”*

### 6.3.2. Sachstand

Bereits (Küppers & Sailer 1986) stellen fest, dass sowohl die primärseitigen als auch die sekundärseitigen Kühlsysteme durch Rückgriff auf einen jeweils nur einfach vorhandenen Kühlmittelvorratsbehälter (primärseitig: PTR, sekundärseitig: ASG) vermascht sind, vgl. die Darstellung in Kap. 3.1.

Auch (Pistner et al. 2012; Pistner & Küppers 2015) verweisen mit Blick auf die ältere Anlage Fessenheim auf die teilweise vorhandene Vermaschung im Sicherheitssystem durch passive Komponenten (Kühlmittelvorratsbehälter). (Mertins 2016) stellt fest, dass alle Notspeisepumpen eines Reaktorblocks der Anlage Cattenom auf einen einzigen Vorratsbehälter, den Notspeisebehälter zurückgreifen und dadurch miteinander vermascht sind. Auch die primärseitigen Einspeisesysteme greifen auf einen einzigen Vorratsbehälter, den Flutbehälter zurück und sind dadurch vermascht. Dies wird als eine sicherheitstechnisch besonders relevante Schwachstelle eingestuft.

Die französische Aufsichtsbehörde (ASN 2014c) verweist mit Blick auf eine Empfehlung aus dem Peer Review zum EU-Stresstest darauf, dass sie eine weitere Erhöhung der funktionellen Unabhängigkeit des Sicherheitssystems anstrebt. Diese sei auch mit der neuen französischen Order (ASN 2012d) eingefordert worden. Zur Umsetzung dieser Anforderung verweist auch (ASN 2017c) auf die Einrichtungen des „Hardened Safety Core“:

*„En complément des exigences d'ores et déjà applicables, les principes de séparation et d'indépendance constituent une partie des exigences associées aux équipements constituant le noyau dur.”*

### 6.3.3. Bewertung

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

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

Damit ist keine vollständige Unabhängigkeit dieser Systeme bzw. ihrer einzelnen Redundanzen gegeben. Kommt es beispielsweise durch interne Ereignisse wie einen Brand oder ein Rohrleitungsversagen oder auch aufgrund von Einwirkungen von außen zu einem Versagen in diesen Bereichen, wären damit erforderliche Sicherheitsfunktionen vollständig ausgefallen. Im Zusammenhang mit den weiteren, auf Sicherheitsebene 3 vorhandenen Schwachstellen (siehe Kap. 6.1.3 und 6.3.3) muss daher die ausreichende Zuverlässigkeit der Ereignisbeherrschung auf der Sicherheitsebene 3 in Frage gestellt werden.

Die Aufsichtsbehörde verweist auch auf die geplanten Nachrüstungen im Zusammenhang mit dem „Hardened Safety Core“ (HSC). Das HSC ist jedoch als System der 4. Sicherheitsebene eingestuft, d. h. es weist geringere Anforderungen mit Blick auf die Auslegung der Komponenten, die Qualitätssicherung bei Errichtung und Betrieb und im Bereich der wiederkehrenden Prüfungen auf, als diese für das Sicherheitssystem erforderlich sind. Außerdem ist die 4. Sicherheitsebene als eine zusätzliche und unabhängige Ebene gegenüber den Einrichtungen der 3. Sicherheitsebene erforderlich. Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene können daher nicht zur Kompensation von hier benannten bestehenden Defiziten auf der 3. Sicherheitsebene herangezogen werden. Darüber hin-

aus sind diese Einrichtungen bisher nur in Planung und stehen auch noch für längere Zeiträume nicht zur Verfügung. Sie spielen also für die aktuelle Sicherheit der Anlage Cattenom keine Rolle, siehe hierzu die Darlegungen in Kap. 3.2.3 und 7.1.

Ohne eine ausreichende Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems besteht eine deutlich erhöhte Wahrscheinlichkeit dafür, dass die auf der Sicherheitsebene 3 zu unterstellenden Ereignisabläufe nicht auslegungsgemäß beherrscht werden, sondern es zu auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen kommt. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich (vgl. Kap. 2) und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.



## 7. Sicherheitsebene 4

In diesem Kapitel werden die Auslegung des AKW Cattenom sowie die Einrichtungen zum präventiven und mitigativen Notfallschutz (Sicherheitsebene 4) mit Blick auf grundlegende nationale und internationale Sicherheitsanforderungen analysiert.

Gemäß (IAEA 2016c, 5.1(d)) müssen als Teil des Sicherheitskonzepts von AKW auch solche Anlagenzustände berücksichtigt werden, die nicht als Teil der Auslegung, weil als auslegungsüberschreitend definiert, betrachtet wurden („Design extension conditions, including accidents with core melting.“). Im gestaffelten Sicherheitskonzept sind diese sog. auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4 zugeordnet.

In der EU-Sicherheitsdirektive (Rat der Europäischen Union 2014b) ist die Installation der 4. Sicherheitsebene umfassend angesprochen:

*„(21) Im Hinblick auf die Verhütung von Unfällen und Abmilderung von Unfallfolgen sollten spezifischere Vorkehrungen für das Unfallmanagement und anlageninterne Notfallmaßnahmen vorgeschrieben werden. Diese sollten im Einklang mit den maßgeblichen Bestimmungen der Richtlinie 2013/59/Euratom [(Rat der Europäischen Union 2014a)] stehen und diese unberührt lassen. Der Genehmigungsinhaber sollte im Hinblick auf Unfälle, einschließlich schwerer Unfälle, die in allen Betriebszuständen einschließlich Vollast, Abschaltung und Übergangszuständen auftreten können, Verfahren einrichten, Leitlinien festlegen und Vorkehrungen treffen, die die Kohärenz und Kontinuität zwischen diesen Verfahren und Vorkehrungen sowie deren Anwendung, Überprüfung und Aktualisierung gewährleisten. Diese Vorkehrungen sollten auch genügend Personal, Ausrüstung und andere notwendige Ressourcen vorsehen. Ferner sollten eine Organisationsstruktur mit einer klaren Zuweisung der Verantwortlichkeiten und die Koordinierung der zuständigen Stellen vorgesehen werden.“*

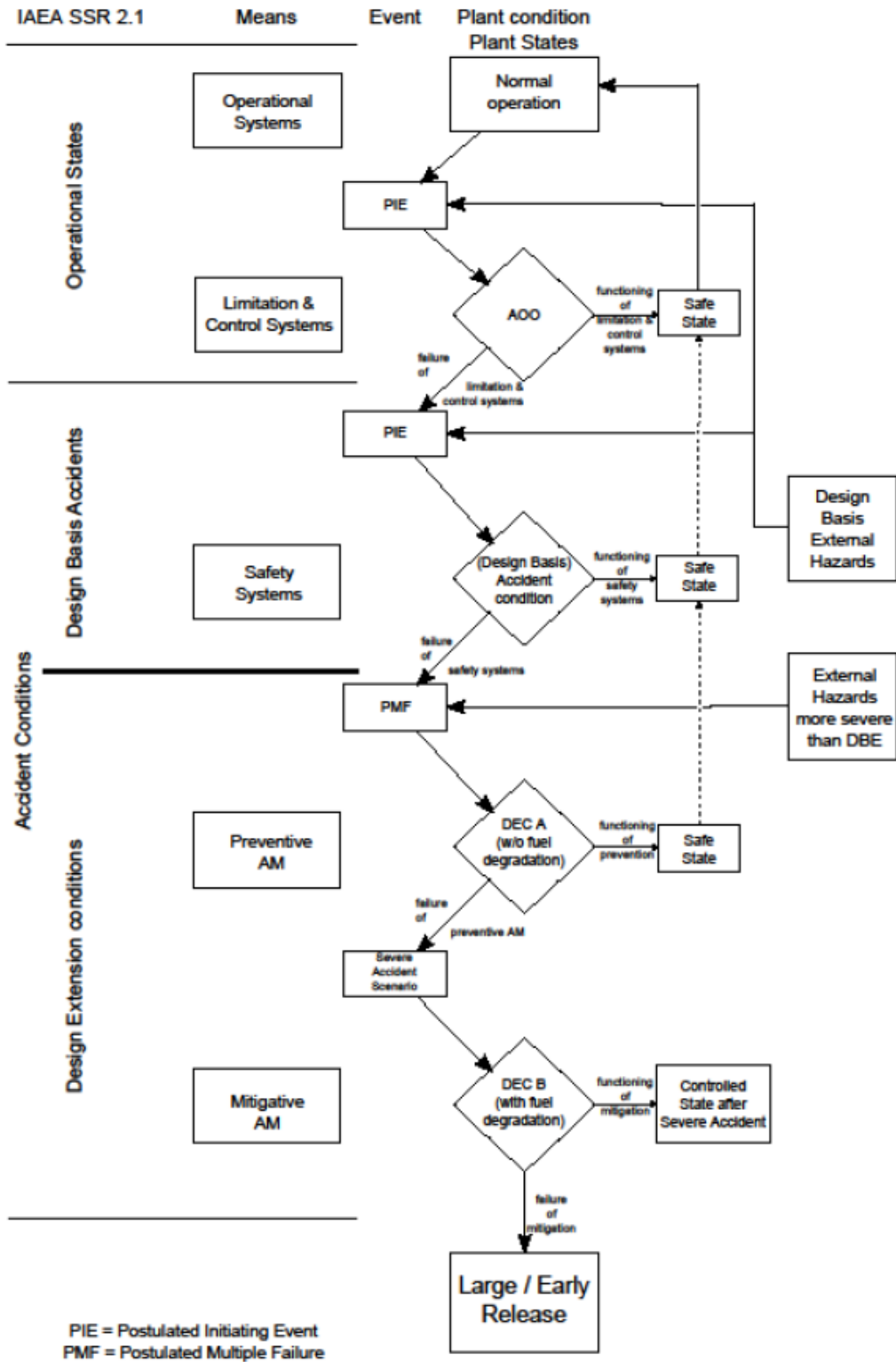
Vorkehrungen auf Sicherheitsebene 4 werden mit (Rat der Europäischen Union 2014b, 8b(1)c)) für die AKW gefordert.

Nach WENRA (WENRA 2014b) wird aktuell die folgende Zuordnung der Anlagenzustände im auslegungsüberschreitenden Bereich („design extension conditions“) vorgenommen:

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

Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen (AM) müssen zur Beherrschung von DEC A-Anlagenzuständen im Umfange der präventiven AM und zur Minderung der Auswirkungen von DEC B-Anlagenzuständen im Umfange der mitigativen AM im jeweiligen AKW verfügbar sein. In Übereinstimmung mit den Angaben in Abbildung 7-1 ist es für die Darstellung im gestaffelten Sicherheitskonzept aus inhaltlichen Gesichtspunkten sinnvoll, die Anlagenzustände DEC A einer Sicherheitsebene 4a (Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen – „PMF-Postulated Multiple Failure“) und die Anlagenzustände DEC B einer weiteren, nämlich der Sicherheitsebene 4b (Kernschmelzphänomene – „Severe Accident Scenarios“) zuzuordnen.

Abbildung 7-1: Übersicht über Anlagenzustände und Ereignisse im gestaffelten Sicherheitskonzept



Quelle: (WENRA 2014b)

Bezüglich der Ausbildung der Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 (4a und 4b) gelten gegenüber denen der Sicherheitsebene 3 zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen abgemilderte Sicherheitsanforderungen. Nach (IAEA 2016c, 5.29) und den Erläuterungen zum WENRA Reference Level F1.1 in (WENRA 2014b) sollen die Maßnahmen und Einrichtungen unabhängig von denen der Sicherheitsebene 3 sein. Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Die Wirksamkeit soll so bemessen sein, dass das grundlegende Sicherheitsziel sichergestellt werden kann.

Ein zu WENRA vergleichbarer Ansatz zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände bzw. zur Minderung diesbezüglicher Folgen ist in den EUR (EUR 2012, 2.1.4) beschrieben.

In der französischen Order (ASN 2012d, Article 3.9) ist ebenfalls das Sicherheitsziel benannt, das durch Auslegung insgesamt erreicht und im Betrieb nachgewiesen werden muss:

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

Hierin einbegriffen ist die Gesamtheit aller Ebenen im gestaffelten Sicherheitskonzept, siehe dort Article 3.1.

In Frankreich gelten weitere konkrete Anforderungen an die Auslegung der 4. Sicherheitsebene des gestaffelten Sicherheitskonzepts von AKW. In (ASN 2000) sind im Kapitel E.1 die Anforderungen an die Beherrschung von Anlagenzuständen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen („Multiple failures conditions“) und im Kapitel E.2 die Maßnahmen und Einrichtungen, die für den Fall von Kernschmelzszenarien („Protection measures against core melt accidents“) zur Verfügung stehen müssen, beschrieben. Die wesentlichen Anforderungen sind in Bezug auf die Sicherheitsebene 4a in 2.3.1 und in Bezug auf die Sicherheitsebene 4b in 2.3.2 von (ASN 2000) aufgelistet. Weitere Angaben hierzu enthält (ASN 2016b, 18.3.2.1).

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

Im französischen Decree (ASN 2007, II-2) ist in Bezug auf den EPR festgelegt, dass die Anlage gegen Unfälle mit Schmelzen des Reaktorkerns sowie von Brennelementen im Brennelementlagerbecken ausgelegt sein muss. Weiterhin ist festgelegt, dass die Kühlung des Reaktorkerns bei Anlagenzuständen, hervorgerufen durch ein Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen, durch geeignete Notkühleinrichtungen sichergestellt sein muss, dort III-2.1.3.

Auch z. B. nach den in Finnland (STUK 2013b), in den Niederlanden (ANVS 2015) und in Belgien (Roi des Belges 2011) geltenden kerntechnischen Regelwerken müssen über die Auslegung der Sicherheitsebene 3 zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen hinaus ebenfalls für existierende Anlagen als Teil des Sicherheitskonzepts auch solche Anlagenzustände, die nicht Gegenstand der ursprünglichen Auslegung waren, betrachtet, analysiert und Maßnahmen zum Schutz vor deren Auswirkungen vorgesehen werden. Es handelt sich dabei um auslegungsüberschreitende Anlagenzustände, die wie bei (ASN 2000), einer Sicherheitsebene 4a, „Anlagenzustände mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen“, und einer Sicherheitsebene 4b, „Kernschmelzszenarien“, zuzuordnen sind. Die entsprechenden Bezüge zu den jeweiligen kerntechnischen Regelwer-

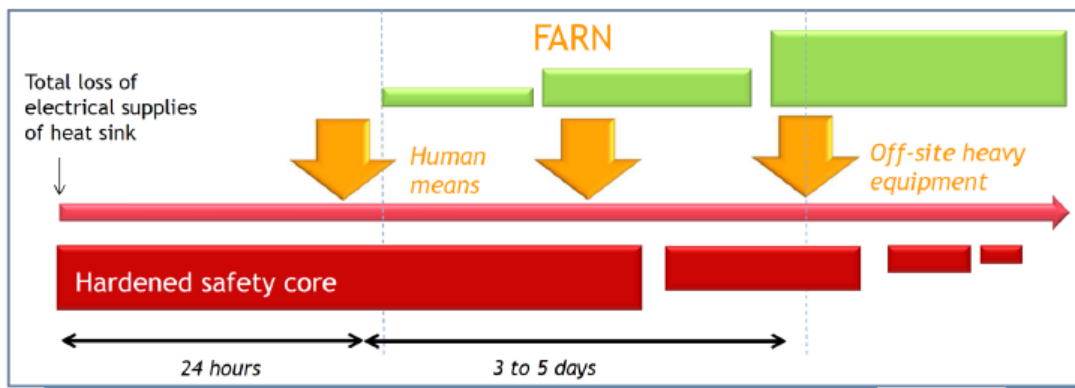
ken sind in Kap. 4 aufgelistet. Vergleichbare Anforderungen gelten auch für die in Deutschland in Betrieb befindlichen AKW (BMUB 2015b).

Aus den Erkenntnissen des Reaktorunfalls in Fukushima und der in der Folge durchgeführten Sicherheitsanalysen hat man in Frankreich die Nachrüstung der bestehenden AKW insbesondere in Bezug auf die Verstärkung der Sicherheitsebene 4 forciert. Die französische Aufsichtsbehörde hat diesbezüglich Festlegungen zur Installation eines sog. „Hardened Safety Core“ (HSC) erlassen (ASN 2014a), auch in Bezug auf das AKW Cattenom (ASN 2012e). Aufgaben des HSC und Anforderungen an das „Hardened Safety Core“ sind u. a. in (ASN 2015b) beschrieben und durch ASN durch die Beantwortung von Fragen an die französische Seite im Rahmen der nuklearen Sicherheitskonvention (ASN 2014b) erläutert worden. Die Maßnahmen und Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ sind demnach der Sicherheitsebene 4a zuzuordnen, während für den Fall der Unwirksamkeit des „Hardened Safety Core“ die sog. „FARN“ wirken soll (ASN 2014b). Die Maßnahmen und Einrichtungen der „FARN“ sollen demnach auch Funktionen des „Hardened Safety Core“ für den Fall erforderlicher Instandhaltungsmaßnahmen am „Hardened Safety Core“ übernehmen können:

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

Die „FARN“ soll im Weiteren auch zur Milderung der Auswirkungen von Kernschmelzphänomenen beitragen. Teil des „Hardened Safety Core“ und der „FARN“ sind die sog. „SAMG“ sowie die bereits in den französischen AKW praktizierten „H“- und „U“-Prozeduren (Raimond et al. 2011). Einen Überblick über das Zusammenwirken des „Hardened Safety Core“ und der „FARN“ gibt Abbildung 7-2.

**Abbildung 7-2: Zusammenwirken des „Hardened Safety Core“ mit der „FARN“**



Quelle: (ASN 2015b)

## 7.1. Sicherheitsebene 4a - Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen

### 7.1.1. Bewertungsmaßstab

In Ergänzung zu den oben genannten Anforderungen sollen nach (IAEA 2016c, 5.29) die Maßnahmen und Einrichtungen möglichst unabhängig von denen der Sicherheitsebene 3 sein:

*„These features: (a) Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents ...“*

Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Das Einzelfehlerkonzept kommt in Bezug auf die Sicherheitsebene 4a nicht zur Anwendung. Ebenso sollen in der Nachweisführung anstelle konservativer Annahmen realistische Annahmen genutzt werden. Cliff Edge Effekte sollen gemäß 5.73 ausgeschlossen sein:

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

Eine Auflistung zu analysierender Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4a ist in (ASN 2000) beispielhaft angegeben. Die Anwendbarkeit dieser Zusammenstellung auf die Anlage Cattenom wäre jedoch anlagenspezifisch zu prüfen. Die Prozedur zur Ermittlung der anlagenspezifisch zu betrachtenden DEC A ist in (WENRA 2014b) erläutert.

Die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von DEC A-Anlagenzuständen sollen auch bei anlagenexternen Einwirkungen, insoweit diese zu diesen Anlagenzuständen führen können, wirksam sein, vgl. hierzu (IAEA 2016c, 5.29(b) und 5.32).

Wesentliche Fortschritte im Sicherheitskonzept, wie sie im neu in Frankreich errichteten EPR realisiert werden, betreffen nach (IRSN 2015a) das Vorhandensein eines speziell für auslegungsüberschreitende Ereignisse vorgesehenen Containment-Wärmeabfuhrsystems:

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

### **7.1.2. Sachstand**

Gemäß (Raimond et al. 2011) wurden in Frankreich in Reaktion auf das Ereignis in Three Mile Island im Jahr 1979 verschiedene Prozeduren (H-Prozeduren) eingeführt, um mit ursprünglich als auslegungsüberschreitend eingestuften Ereignissen (wie dem vollständigen Ausfall redundanter Sicherheitsfunktionen wie der ultimativen Wärmesenke oder der Notstromversorgung) umzugehen. Weitere Prozeduren (U-Prozeduren) wurden für den Umgang mit Unfallfolgen aus beliebiger Ursache eingeführt. Für die hierfür erforderlichen Einrichtungen seien Anforderungen definiert worden, allerdings sei insbesondere ihre Robustheit bei externen Ereignissen nach den Ereignissen in Fukushima in Frage gestellt.

Zur Ergänzung dieser Maßnahmen und Einrichtungen durch mobile Einrichtungen und die FARN vgl. die Darstellungen in Kap. 3.2.

Der Betreiber EDF hat in (EDF 2011, N°8 Annex) die Schaffung einer diversitären Wasserversorgung bis 2015 angekündigt, die mittelfristig auch gegen naturbedingte Einwirkungen von außen robust sein soll.

(Majer 2012) gibt an, dass die Einrichtung einer Zusatzwassereinspeisung für äußerste Notfälle bis spätestens 2015 vorgesehen ist und kritisiert dies als eine viel zu lange Frist vor dem Hintergrund der sicherheitstechnischen Bedeutung dieser Maßnahme. Auch (Mertins 2016) kritisiert, dass bislang keine diversitäre Wärmesenke für die Nachkühlkette (RRI, SEC) in der Anlage Cattenom vorhanden ist.

(ASN 2016b, S. 189) stellt fest, dass nach wie vor keine französische Anlage über eine alternative Wärmesenke verfügt. Eine entsprechende Nachrüstung ist im Rahmen der Phase 2 (vgl. Kap. 3.2) bis Ende 2020 gefordert.

(Küppers & Sailer 1986) stellen fest, dass das AKW Cattenom nicht über besonders gebunkerte, gegenüber übergreifenden Einwirkungen von außen robuste Notstandssysteme verfügt. Lediglich für den Ausfall der Warte bspw. aufgrund Einwirkungen von Innen (Brand) sind durch eine zusätzliche Notwarte Vorkehrungen getroffen worden.

Zentrale Nachrüstmaßnahmen in Reaktion auf das Ereignis in Fukushima umfassen die Einrichtungen des sogenannten „noyau dur“ (Hardened Safety Core, HSC), vergleiche Kap. 3.2.2. Wesentliche Bestandteile dieses HSC sollen erst im Rahmen der geplanten Phase 3 ab dem Jahr 2019 errichtet werden, siehe Kap. 3.2.3. Die Aufsichtsbehörde hat jedoch den Betreiber gemäß (ASN 2017c) aufgefordert, den HSC ohne Verzögerungen zu errichten.

Zur Einstufung des HSC stellt die Aufsichtsbehörde fest (ASN 2014a):

*“On 21st January 2014, the ASN Commission adopted 19 resolutions setting out additional requirements for implementation of the post-Fukushima ‘hardened safety core’ in EDF’s NPPs. These resolutions specify the objectives and the contents of this ‘hardened safety core’, which shall comprise measures to:*

- *Prevent a severe accident affecting the core of the reactor or the spent fuel pool;*
- *Limit the consequences of an accident which could not be avoided, with the aim of preserving the integrity of the containment without opening the venting system. This aim of mitigating the consequences of an accident applies to all the phases of an accident;*
- *Enable the licensee to perform its emergency management duties.*

*This ‘hardened safety core’ must be as independent as possible from the existing systems, more specifically with regard to I&C and electrical power supplies. The ASN resolutions specify the design rules to be adopted for the ‘hardened safety core’ equipment. These rules must comply with the most demanding nuclear industry standards, used for the design and construction of installations requiring a high level of safety. Finally, they will lead EDF to determine the maximum hazards to be considered for the ‘hardened safety core’ equipment, in particular for earthquake, flooding.”*

Konkretere Auslegungsanforderungen für den HSC sind in (ASN 2014b) aufgelistet:

*„- The components of the ‘hardened safety core’ are considered as important to safety and assigned to the so called ‘IPS-NC’ classification, which corresponds to the third level in the international safety classification system (IAEA Guide referenced DS367).*

*- The hardened safety core have to be:*

- composed of a limited number of Systems, Structures and Components (reliability),*
- protected against extreme earthquake, flood and tornado, explosion, lightning, extreme climatic conditions, wind, snow, accidental rain, hail storm, wind generated missiles ...*
- protected against the effects that could be induced by these hazards,*

- operable even if all other components are out of service (e.g. dedicated electrical source and I&C),
- operable without any material or human support from the outside during 24 hours following the event until FARN set-up (Nuclear Rapid Intervention Force),
- All the Hardened Safety Core SSCs have a specific Safe Shutdown Earthquake called SND. The SND is 1.5 times higher than the SSE of the other safety systems of the plant. Note that the SND is defined with the respect of the SSE based on the site seismology. The 1.5 factor is of the order of magnitude of the margins between the Maximum Historically Probable Earthquake (MHPE) and the SSE.“

Die Aufsichtsbehörde ASN gibt hier an, dass der Abstand des neu definierten SND vom Bemessungserdbeben (Safe Shutdown Earthquake, SSE bzw. Séismes Majorés de Sécurité - SMS) mit einem Faktor von 1,5 „in der Größenordnung“ des Unterschieds zwischen dem Maximum Historically Probable Earthquake (MHPE) und dem Bemessungserdbeben liege. Demgegenüber stellt ASN in (ASN 2011, S. 25) fest, dass der Unterschied einer Intensitätsstufe (wie zwischen dem MHPE und dem SSE typischerweise einem Faktor 2 in den abzutragenden Einwirkungen entspricht:

*„The MSK scale was determined such that a one-degree increase corresponds overall to a doubling in the motion parameter.“*

Mit der Zuordnung des „Hardened Safety Core“ zur sog. „IPS-NC“ ist dieses System in Frankreich als sicherheitsrelevantes System eingestuft worden (ASN 2015a). Gemäß (Libman 1996) ist damit festzustellen:

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

(Majer 2012) würdigt die im Rahmen des „Hardened Safety Core“ (HSC) vorgesehenen Nachrüstungen, kritisiert jedoch insbesondere die dafür vorgesehenen langen Umsetzungszeiträume. So sei angesichts der wichtigen sicherheitstechnischen Funktion bspw. des zusätzlichen Notstromdiesels die für die Aufstellung vorgesehene Frist bis spätestens 2020 viel zu lang. Auch (Pistner et al. 2012; Pistner & Küppers 2015) bewerten die langen Zeiträume bis zur Umsetzung der geforderten Nachrüstungen im Rahmen des „Hardened Safety Core“ für die ältere französische Anlage Fessenheim als ein sicherheitstechnisch relevantes Defizit.

(Mertins 2016) stellt fest, dass neben den neuen Einrichtungen des HSC insbesondere auch die Einrichtungen der existierenden Anlage, in die der HSC eingebunden wird, gegen die für den HSC zu unterstellenden Einwirkungen ausgelegt bzw. nachqualifiziert werden müssen.

Nach (EDF 2011) führt bei der aktuellen Auslegung der Pumpendichtungen (Hochtemperaturdichtungen) der Verlust der Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen nicht notwendigerweise zu einem (kleinen) Kühlmittelverluststörfall, dies sollte durch weitere Prüfungen bestätigt werden. Nach (ASN 2014c) wurden von EDF neue Dichtungen in den HKMP installiert, die für längere Zeit bei einem Ausfall der Kühlung nicht versagen. Eine weitere, passive Einrichtung zum Schutz der HKMP befindet sich demnach in der Qualifizierungsphase und soll danach in den fran-

zösischen Anlagen implementiert werden. Eine Entscheidung über die weitere Vorgehensweise soll gemäß (ASN 2017c) in 2018 fallen.

Im Rahmen der Auflage [ECS-17] aus (ASN 2012e) hatte der Betreiber bis zum 31.12.2013 eine Studie zu den Anforderungen an die Einrichtungen, die bei einem vollständigen Ausfall der primären Wärmesenke erforderlich sind, auch hinsichtlich ihrer Temperaturbeständigkeit bei einem Ausfall von Lüftungsanlagen in der Anlage zu erstellen. Mit Blick auf die erforderliche Komponentenkühlung der Einrichtungen zur Nachwärmeabfuhr stellt die Aufsichtsbehörde in (ASN 2014c) fest, dass sie dieses Thema im Zusammenhang mit den Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ für diese Einrichtungen weiterverfolgen wird.

Mit Blick auf einen längerfristigen Ausfall von Lüftungsanlagen stellt die Aufsichtsbehörde in (ASN 2017c) nochmals fest, dass viele sicherheitstechnisch erforderliche Komponenten mittel- und langfristige bei einem Versagen der Gebäudekühlung infolge des Ausfalls von Lüftungsanlagen ebenfalls ihre Funktionsfähigkeit verlieren werden. Diese Problematik wird jedoch weiterhin nur im Zusammenhang mit der Implementierung des HSC, also nach 2019 adressiert werden.

Der Betreiber EDF hat in (EDF 2011) angegeben, dass für den Fall eines vollständigen Verlusts der Notstromversorgung die Versorgung erforderlicher sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen über das LLS-System für einen Zeitraum von mindestens 24 Stunden möglich ist. Er hat diesbezüglich eine Überprüfung und ggf. Verbesserung der Verfügbarkeit des LLS für mehr als 24 Stunden vorgeschlagen, vgl. Kap. 3.2.1.

Bei einem Betriebstest des LLS-Systems in der Anlage Fessenheim im Jahr 2012 wurde erkannt, dass innerhalb weniger Stunden in den Räumen des LLS-Systems Temperaturen erreicht werden, die die für den Betrieb des Systems zulässigen Temperaturen überschreiten (IRSN 2015b). Dabei handelt es sich um ein generisches Problem, das auch die anderen Reaktortypen in Frankreich betrifft.

(ASN 2016b) stellt diesbezüglich fest, dass bei einem Betrieb des LLS-Systems innerhalb von einer Stunde Umgebungstemperaturen in den Räumen des LLS erreicht werden, bei denen die für den Betrieb des Systems zulässigen Temperaturen überschritten werden. Die Ursache hierfür war gemäß (ASN 2017b) ein Fehler in der Auslegung der Räume zur Aufstellung des Systems. (IRSN 2017) stellt fest, dass bei einem Ausfall der externen Stromversorgung, überlagert mit einem Ausfall der beiden Notstromdiesel eines Blocks aufgrund des Ausfalls der Gebäudekühlung auch der frischdampfgetriebene Turbogenerator LLS kurzfristig ausfallen wird:

*„Il convient de noter que les réacteurs du palier 1300 MWe sont également affectés par un écart de conformité relatif au turboalternateur de secours LLS, ce qui le rend indisponible à court terme en situation de perte des alimentations électriques externes cumulée à la perte des groupes électrogènes de secours.“*

Nach (IRSN 2015b) sind diesbezügliche Nachrüstmaßnahmen auch für die 1.300 MW Anlagen für den Zeitraum zwischen 2018 und 2022 geplant.

(EDF 2011) hat eine Verbesserung der Instrumentierung des Lagerbeckens (Füllstand und Temperatur), sowie der elektrischen Energieversorgung der Anzeigen auf der Warte vorgeschlagen. Mit (ASN 2012e) wurden entsprechende Nachrüstungen sowie eine Instrumentierung zur Messung der radiologischen Bedingungen im Brennelement-Lagerbecken für die Anlage Cattenom angeordnet [ECS-20].

In (ASN 2016b, S. 214) wird festgestellt, dass eine elektrische Versorgung der bisherigen Lagerbeckeninstrumentierung durch den installierten kleinen Notstromdiesel (Mini-DUS) gewähr-



leitet ist, Gemäß (ASN 2016b, S. 216) sind auch entsprechende Hardwareertüchtigungen bereits umgesetzt.

(EDF 2011, N°5-48/53) kündigt eine Untersuchung zu den Vorteilen einer Verlagerung der lokalen Steuereinrichtungen aus dem Lagerbeckengebäude an, um sicherzustellen, dass auch bei Dampfbildung im Brennelementlagerbecken eine Bedienung möglich bleibt.

Gemäß (ASN 2016b, S. 214) sind die Untersuchungen der EDF zum Schluss gekommen, dass angesichts der sonstigen ergriffenen Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Lagerbeckenkühlung eine Verlegung der Steuereinrichtungen nicht weiter untersucht werden muss.

### **7.1.3. Bewertung**

Im Bereich der nachgelagerten Sicherheitsebene 4 stehen verschiedene Einrichtungen zu Verfügung bzw. sind als Nachrüstungen geplant, um auf Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen oder mit Brennstoffschäden zu reagieren. Solche Einrichtungen können jedoch nicht dazu herangezogen werden, Defizite auf der vorgelagerten Sicherheitsebene 3 zu kompensieren, da an das Sicherheitssystem besonders hohe Anforderungen an die Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie an Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile gestellt werden. Vielmehr müsste zunächst eine substantielle Verbesserung der Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems erreicht werden, vgl. die Darstellung in den Kap. 5 und 6. Die Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 sind demgegenüber als zusätzliche, eigenständig erforderliche Einrichtungen anzusehen. Auch in diesem Bereich bestehen jedoch weiterhin technische Defizite bzw. Umsetzungsdefizite bei erforderlichen Nachrüstungen.

Für die Einrichtung des frischdampfgetriebenen Turbogenerators LLS wurde ein generisches Defizit festgestellt, dass auch in der Anlage Cattenom vorliegt und wonach bereits nach einem relativ kurzfristigen Betrieb des Systems unzulässige Raumtemperaturen erreicht werden. In diesem Fall muss ein Ausfall des Systems unterstellt werden. Demnach kann bis zu einer entsprechenden Erüchtigung der Kühlung dieses Systems (geplant im Zeitraum 2018 bis 2022) gegenwärtig von diesem auslegungsgemäß kein Kredit genommen werden.

Die Nachrüstung eines zusätzlichen Notstromdiesels pro Block soll bis Ende 2018 abgeschlossen sein, auch diese sind gegenwärtig jedoch noch nicht verfügbar. Damit fehlen erforderliche Einrichtungen zur Sicherstellung einer Stromversorgung wesentlicher Einrichtungen auf der Sicherheitsebene 4. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu Unfallabläufen mit schweren Kernschäden bzw. Brennelementschäden (im Lagerbecken) kommt deutlich (vgl. Kap. 2) und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

Die bislang in der Anlage Cattenom umgesetzten Nachrüstungen (wie mobile Einrichtungen, Mini-DUS) greifen auf die in der Anlage bereits existierenden Systeme, Strukturen und Komponenten (Gebäude, Pumpen, Rohrleitungen, Stromverteilung, Leittechnik etc.) zurück. Für diese existierenden Systeme, Strukturen und Komponenten gelten die bislang für die Anlage gültigen Auslegungsgrundlagen. Eine wenigstens in Teilen erhöhte Robustheit gegenüber den bisherigen, der Auslegung zugrunde liegenden Einwirkungen, kann daher erst mit Implementierung der weitergehenden Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ ab ca. 2020 in Phase 3 erreicht werden.

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

Die endgültige Implementierung einer diversitären Wasserversorgung ist bis 2020 vorgesehen. Weitere wichtige Einrichtungen wie

- zusätzliche Einspeisepumpen,
- fest installierte Rohrleitungen zur Einspeisung in den PTR-Behälter, die Dampferzeuger sowie das Brennelement-Lagerbecken,
- Instrumentierung und Leittechnik etc.

werden frühestens nach 2020, also mehr als ein Jahrzehnt nach Fukushima, implementiert werden.

Wann diese Einrichtungen tatsächlich auch in der Anlage Cattenom umgesetzt werden, ist bislang nicht festgelegt. Der Betreiber EDF selbst sieht eine Umsetzung dieser Maßnahmen als langfristige Aufgabe bis ca. 2030 an, vgl. Kap. 3.2.3. Angesichts der Tatsache, dass beispielsweise in Deutschland oder der Schweiz bereits in den 1990er Jahren mit zusätzlichen, gebunkerten Notstandssystemen grundsätzlich vergleichbare Nachrüstungen implementiert wurden, ist dieser Umsetzungszeitraum als erheblich anzusehen und entspricht damit nicht einer zeitgerechten Umsetzung von vernünftigerweise durchführbaren Sicherheitsverbesserungen für bestehende kerntechnische Anlagen gemäß (Rat der Europäischen Union 2014b) oder der von (ASN 2012b) geforderten unverzüglichen Erhöhung der Robustheit der Anlagen gegenüber Extremereignissen über die bisher bestehenden Sicherheitsreserven hinaus.

Angesichts der in Kap. 5 und 6 festgestellten Defizite bei der zentral wichtigen Beherrschung von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 besteht in der Anlage Cattenom ein deutlich erhöhtes Risiko, dass es zu einem auslegungsüberschreitenden Ereignis der Sicherheitsebene 4a (externe Einwirkung mit einer höheren Auswirkung auf die Anlage als im Rahmen der Auslegung unterstellt, Mehrfachversagen von Einrichtungen der Sicherheitsebene 3) kommt. Darüber hinaus entsprechen die gegenwärtig in der Anlage Cattenom realisierten Einrichtungen des präventiven Notfallschutzes auf der Sicherheitsebene 4a nicht dem nach internationalen Regelwerksanforderungen erforderlichen und sowohl in neuen Anlagen in Frankreich (EPR) als auch in existierenden Anlagen des Auslands (z. B. Deutschland, Schweiz) bereits realisierten Stand der Technik. Für wichtige Systemfunktionen wie die primär- und sekundärseitige Kühlung, die Lagerbeckenkühlung, die Gebäudekühlung (zur längerfristigen Aufrechterhaltung von erforderlichen Systemfunktionen) sowie die zugehörige Instrumentierung und Ansteuerung stehen geforderte zusätzliche und unabhängige Einrichtungen nicht zur Verfügung.

Ohne die vollständige Umsetzung der Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ werden die Risiken in Verbindung mit Ereignisabläufen der Sicherheitsebene 4a nicht im heute erforderlichen Umfang beherrscht. Diesbezüglich hat die Aufsichtsbehörde in (ASN 2017c) auch nochmals klargestellt, dass die geforderten Einrichtungen des HSC zum Umgang mit auslegungsüberschreitenden Ereignissen erforderlich sind, sogar unabhängig von der Frage der konkreten Wahrscheinlichkeit solcher Ereignisabläufe:

*„L'apport de la démarche post-Fukushima et notamment la mise en place du noyau dur est de prévoir des dispositions permettant de faire face à des accidents initiateurs qui sont hors dimensionnement, éventuellement cumulés, indépendamment de leur probabilité d'occurrence. Cette démarche a pour objectif de couvrir les situations hautement improbables.“*

Das Fehlen der erforderlichen Einrichtungen des „noyau dur“ (Hardened Safety Core, HSC) sowie der oben diskutierten Defizite im Zusammenhang mit den Einrichtungen des frischdampfgetriebenen Turbogenerators LLS erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu Unfallabläufen mit

schweren Kernschäden bzw. Brennelementschäden (im Lagerbecken) kommt deutlich (vgl. Kap. 2) und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

## 7.2. Sicherheitsebene 4b - Unfälle mit schweren Brennelementschäden

### 7.2.1. Bewertungsmaßstab

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

Für die Planung von mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4b sind alle relevanten Phänomene bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden zu berücksichtigen. Dabei sind insbesondere Phänomene zu berücksichtigen, die die Integrität des Containments gefährden sowie mögliche Freisetzungspfade in die Umgebung eröffnen.

Weitere Erläuterungen zu den wirkenden Kernschmelzphänomenen sowie den zu ergreifenden Maßnahmen zur Minderung der Auswirkungen sind in (ASN 2000) aufgelistet.

Wesentliche Fortschritte im Sicherheitskonzept, wie sie im neu in Frankreich errichteten EPR realisiert werden, betreffen nach (IRSN 2015a) auch eine verbesserte Druckentlastung des primären Kühlkreislaufs, um Unfallabläufe unter hohem Druck zu verhindern:

*“In order to avoid high-pressure vessel melt-through (pressure greater than an order of magnitude of 15-20 bar) or a steam generator tube rupture, the top of the pressurizer of the EPR has three pressure relief valves and two other valves, that provide either feed-and-bleed or emergency blowdown of the RCS for severe accidents. The three pressure relief valves protect the RCS from overpressurisation. For the other valves, the feed-and-bleed mode is used in the event of total loss of the steam generator feedwater supply; the emergency RCS blowdown mode is used to prevent high-pressure core melt. Either valve may be used for feed-and-bleed operation and emergency blowdown of the RCS.”*

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

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

*- a corium catcher located at the bottom of the containment is used to retain and cool corium following vessel lower head melt-through ...*

*- the design-basis pressure and temperature of the inner containment wall make it possible to ensure containment integrity and leak tightness in the event of a severe accident: ...*

*- a containment cooling system is used to remove residual heat, control the pressure inside the containment and preserve the long-term integrity and leak tightness of the containment in the event of a severe accident. ...*

*- all the containment penetrations (including the equipment hatch) lead to buildings where the inside air is ventilated and filtered. There must not be any direct leakage pathway between the containment and the outside environment. ..."*

### 7.2.2. Sachstand

In (Sailer 1991) werden Kritikpunkte mit Blick auf die heute der Sicherheitsebene 4b zuzuordnenden Maßnahmen, so im Bereich der primärseitigen Druckentlastungsmöglichkeiten zur Verhinderung einer Kernschmelze unter hohem Druck, geäußert.

Eine Verbesserung hinsichtlich der Verfügbarkeit der Druckhalter-Abblaseventile (SEBIM) bei schweren Unfällen ist für die dritte periodische Sicherheitsüberprüfung (VD3) vorgesehen (EDF 2011, N°6-27/57). Bislang ist für das Öffnen und die Offenhaltung dieser Ventile eine dauerhafte elektrische Energieversorgung der Steuermagnete erforderlich. Diese soll zur Erhöhung der Robustheit durch eine dauerhafte Offenhaltefunktion (Permanentmagnete) ohne kontinuierliche Stromversorgung ersetzt werden. Zum aktiven Schließen der Abblaseventile ist in diesem Fall eine Spannungsumkehr des Steuerstroms erforderlich. Das Öffnen der Abblaseventile soll bei einem vollständigen Verlust der elektrischen Energieversorgung automatisch ausgelöst werden.

Nach (Raimond et al. 2011) ist eine Erkenntnis aus dem Unfall in Fukushima auch die beschleunigte Umsetzung von bereits im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen beschlossenen Maßnahmen, wie beispielsweise der Ertüchtigung der Druckhalter-Abblaseventile.

In (Majer 2012) wird darauf verwiesen, dass die Möglichkeit einer Hochdruckkernschmelze als ein auslegungsüberschreitender Störfall im Stresstestbericht des Betreibers nicht untersucht wird, obwohl ein solches Ereignis physikalisch möglich ist. In diesem Zusammenhang verweist (Majer 2012) auch auf die Feststellung durch den Betreiber der Anlage EDF, dass die Ventile im Druckhalter, die für eine Absenkung des hohen Drucks im Primärkreislauf herangezogen werden sollen, im Hinblick auf die Druckentlastungsfunktion „eine relativ geringe Zuverlässigkeit haben“.

Auch (Mertins 2016) greift diesen Punkt auf und stellt fest, dass ein Nachweis bezüglich einer (ausreichend) sicheren Druckentlastung des Primärkreislaufs nicht schlüssig geführt werden kann.

(ASN 2016b) stellt fest, dass eine Nachrüstung im Bereich der Offenhaltung der Druckhalter-Abblaseventile bereits vor dem Ereignis in Fukushima beschlossen wurde und im Rahmen der nächsten Revision bei einer 10jährigen Sicherheitsüberprüfung implementiert wird. Dies stellt gemäß (ASN 2017c) weiterhin den Zeitplan für diese Ertüchtigung dar.

(EDF 2011) schlägt Untersuchungen zur seismischen Robustheit der Einrichtungen für die gefilterte Druckentlastung (U5) vor. Mit (ASN 2012e) hat die Aufsichtsbehörde den Betreiber zur Vorlage von Studien hinsichtlich der Robustheit der Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung aufgefordert [ECS-29, 31].

(Majer 2012) verweist ausgehend von den Analysen des Betreibers und der französischen Aufsichtsbehörde nach Fukushima darauf, dass die gefilterte Druckentlastung nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt ist. Nach Ausführungen von (Majer 2012) ist weiterhin für die Messung der Austrittsaktivität im Falle einer Druckentlastung des Containments eine fest installierte, erdbebenqualifizierte Messeinrichtung nicht vorhanden. Auch (Pistner et al. 2012) stellen fest, dass die Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung der französischen Anlagen nicht für das Bemessungserdbeben qualifiziert sind.

Gemäß (ASN 2014c) sind die in existierenden Anlagen installierten Maßnahmen für die Mitigation von schweren Unfällen nicht gegen externe Einwirkungen ausgelegt. Dies betrifft die installierten

passiven, autokatalytischen Rekombinatoren (PAR) für den Abbau von Wasserstoff aus auslegungsüberschreitenden Störfällen sowie die Filtersysteme der gefilterten Druckentlastung außerhalb der Reaktorgebäude (Sandfilter). Sie stellt weiterhin fest, dass der Betreiber an der mit [ECS-29] geforderten Ertüchtigung der Sandbettfiltersysteme der existierenden Anlagen arbeitet. Nach (ASN 2017c, 56/97) müssen die Systeme zur Mitigation von Unfallfolgen (PAR, gefilterte Druckentlastung) auch bei Einwirkungen jenseits der bisher zu unterstellenden Einwirkungsstärken robust sein:

*„Ces matériels devront être robustes aux agressions, au-delà du niveau actuel des aléas pris en compte. Ceci s'applique notamment, sur les réacteurs actuellement en exploitation, aux recombineurs d'hydrogène et au dispositif de limitation de la pression dans l'enceinte de confinement.“*

Weiterhin wird der Betreiber gemäß (ASN 2014c, S. 34/73) im Rahmen des HSC einen Vorschlag unterbreiten, wie auf den Einsatz der U5-Filter bei auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen verzichtet werden kann (Einrichtung eines ultimativen Kühlsystems für das Containment). Abhängig von den Ergebnissen zu diesem System will ASN über das weitere Vorgehen bezüglich der Ertüchtigung des U5-Filters entscheiden.

Gemäß (ASN 2016b) ist geplant, die Sandbettfilter für eine Erdbebeneinwirkung auf dem Niveau des „Maximum Historically Probable Earthquake“ (SMHV) zu ertüchtigen. Nach (ASN 2017c) ist die Ertüchtigung der gefilterten Druckentlastung im Rahmen der Phase 2, also bis zum Jahr 2021 gefordert.

Nach (Pistner et al. 2012) hat die ASN mit Blick auf die Möglichkeit einer Rückhaltung freigesetzter Radioaktivität im Brennelement-Lagerbeckengebäude festgestellt, dass unter den Bedingungen eines siedenden Brennelement-Lagerbeckens mit einem Versagen der Lüftungseinrichtungen zu rechnen sei. Da weiterhin die Struktur des Lagerbeckengebäudes mit einem einfachen Metaldach und einer geringen Wandstärke nicht geeignet sei, einen Einschluss von Radioaktivität unter den Bedingungen einer anhaltenden Dampfbildung und eines damit verbundenen Druckaufbaus zu gewährleisten, stellt ASN fest, dass eine Rückhaltung von Radioaktivität für den Fall einer Freisetzung in die Raumluft des Lagerbeckengebäudes nicht zu gewährleisten sei. Vor diesem Hintergrund fordert ASN Maßnahmen zur Reduzierung der Möglichkeit des Eintritts eines solchen Ereignisses.

Entsprechend thematisiert (ASN 2016b, S. 214) die Frage der Nutzbarkeit der Warte bei Freisetzungen aus dem Lagerbecken. Solange die Brennelemente im Lagerbecken intakt bleiben, bleibt auch die Warte verfügbar. Bei Unfallabläufen mit Brennelementeschäden im Lagerbecken wäre jedoch aufgrund möglicher massiver Freisetzung von Radioaktivität bei derartigen Unfallabläufen die Nutzbarkeit der Warte nicht sichergestellt. Allerdings sei es schwer bis unmöglich, für derartige Fälle geeignete mitigative Maßnahmen zu implementieren.

Insgesamt kommt ASN (ASN 2016b, S. 234) mit Blick auf die Lagerung abgebrannter Brennelemente in den französischen Reaktoren zur Bewertung:

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

*facility. Moreover, the implementation of effective means of mitigating the consequences of prolonged exposure of spent fuel assemblies is not currently conceivable on the spent fuel pools of the EDF nuclear reactor fleet in operation."*

Nach (EDF 2011, N°6-49/57) ist als zusätzliche Instrumentierung speziell für schwere Unfälle eine Instrumentierung von passiven autokatalytischen Rekombinatoren vorgesehen, um das Auftreten von Wasserstoff im Containment detektieren zu können, sowie eine Instrumentierung des Bodens des Reaktordruckbehälters, um einen Schmelzeanfall feststellen zu können.

Auch (Majer 2012) thematisiert die Notwendigkeit einer im Bereich auslegungsüberschreitender Ereignisse zuverlässigen Instrumentierung. Die Ausführungen von EDF zur Funktionsfähigkeit und zum Messbereich (Druck, Temperatur, Dosisleistung, Aktivität) von Messeinrichtungen im Falle eines schweren Unfalles sind nicht sehr aussagekräftig, obwohl von korrekten Messwerten, auch bei starken Überschreitungen der üblichen Messwerte, die Minimierung von negativen Auswirkungen entscheidend abhängig sein kann.

Eine derartige redundante Instrumentierung wurde für die Anlage Cattenom mit (ASN 2012e) bis zum 31.12.2017 gefordert [ECS-19].

Gemäß (ASN 2016b) ist die Nachrüstung einer redundanten Instrumentierung sowohl zur Feststellung eines RDB-Versagens mit Austritt von geschmolzenem Brennstoff ins Containment wie zum Aufbau von Wasserstoff im Containment bis Ende 2017 für alle Anlagen der P'4-Serie geplant.

In (EDF 2011) wird darauf verwiesen, dass bereits aufgrund einer Anordnung der ASN aus 2009 Untersuchungen zu möglichen radioaktiven Freisetzungen bei schweren Unfällen durch kontaminiertes Wasser und zu möglichen Abhilfemaßnahmen durchgeführt werden. Diese sollen gemäß (EDF 2011, N°6-46/57) beschleunigt durchgeführt werden.

Mit Blick auf eine Gefährdung des Grundwassers nach Durchschmelzen der Bodenplatte des Containments ist EDF gemäß (ASN 2016b, S. 211) und (ASN 2017c) zur Schlussfolgerung gekommen, dass wirksame Gegenmaßnahmen auch aus ökonomischen Gründen nicht implementierbar sind und sich Nachrüstungsmaßnahmen daher auf eine Vermeidung des Eintretens von Unfallabläufen mit schweren Kernschäden fokussieren müssen. Gemäß (ASN 2017c) hat die Aufsichtsbehörde den Betreiber jedoch aufgefordert, hierzu weitere Untersuchungen durchzuführen.

Bei auslegungsüberschreitenden Unfällen wird durch die Kühlsysteme (EAS, RIS) stark kontaminiertes Kühlmittel umgewälzt. Um eine Freisetzung solchen hochkontaminierten Kühlmittels durch Leckagen aus diesen Systemen entdecken zu können, soll gemäß (EDF 2011, N°6-49/57) im Rahmen der dritten periodischen Sicherheitsüberprüfung eine auch gegenüber den resultierenden radiologischen Bedingungen robuste Instrumentierung zur Entdeckung solcher Leckagen nachgerüstet werden. Ebenfalls sind die Einspeisepumpen für einen langfristigen Betrieb unter den Bedingungen schwerer Unfälle ggf. auszutauschen.

IRSN hat zur weiteren Erhöhung der Robustheit französischer Anlagen bei Unfällen mit schweren Kernschäden auch eine Nachrüstung zur Kühlung des geschmolzenen Reaktorkerns außerhalb des Reaktordruckbehälters gefordert (Raimond et al. 2011).

(ASN 2016b, S. 180) stellt fest, dass für den EPR als wesentliches Design-Merkmal im Bereich der auslegungsüberschreitenden Unfälle mit Kernschmelze ein Bereich zur Ausbreitung und anschließenden Kühlung des geschmolzenen Brennstoffs (Core-Catcher) implementiert wurde.

(Mertins 2016) weist darauf hin, dass das Durchschmelzen des Containments im Falle eines Kernschmelzunfalls mit den in der Anlage vorhandenen Einrichtungen nicht verhindert werden kann.

Mit Blick auf eine Verhinderung des Durchschmelzens der Bodenplatte des Containments sollen langfristig Maßnahmen zur trockenen Ausbreitung der Kernschmelze mit anschließendem passivem Fluten entwickelt werden. Hierzu soll EDF Machbarkeitsanalysen vorlegen (ASN 2016b, S. 47, 211)

Gemäß (ASN 2017b) hat EDF diese Analysen abgeschlossen und plant nunmehr im Rahmen der Phase 3 des „Hardened Safety Core“ auch die entsprechenden Einrichtungen zur verbesserten Rückhaltung einer Kernschmelze im Containment.

Die Wahrscheinlichkeit einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter und einem dadurch ausgelösten Versagen des Primärkreislaufs während einer Kernschmelze, so dass das Containment durch Trümmerteile beeinträchtigt wird, wird als so gering angesehen, dass hierfür keine Maßnahmen vorgesehen sind (EDF 2011, N°6-24/57).

Dies kritisiert (Majer 2012), da es zwar einzelne Experimente zu Dampfexplosionen gäbe, deren Übertragbarkeit auf reale Unfallabläufe im Atomkraftwerk jedoch sehr begrenzt ist. Die Gefahr von Zerstörungen der Integrität des Reaktorbehälters und/oder des Containments durch unfallbedingte Dampfexplosionen sei nicht vernachlässigbar.

### 7.2.3. Bewertung

Eine wichtige Funktion bei auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen stellt die primärseitige Druckentlastung über die Druckhalter-Abblaseventile dar. Versagt der Primärkreislauf unter hohem Druck kann es zu Schäden am Containment und damit zu frühen und hohen Freisetzungen kommen. Diese müssen praktisch ausgeschlossen werden, d. h. es muss extrem unwahrscheinlich sein, dass es zu solchen Ereignisabläufen kommt, wobei eine solche sehr geringe Wahrscheinlichkeit auch mit einer hohen Aussagesicherheit nachweisbar sein muss. Die Ansteuerung und das Offenhalten der Druckhalter-Abblaseventile im AKW Cattenom weist jedoch unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Unfälle nur eine geringe Zuverlässigkeit auf. Dies ist bereits seit den 1990er Jahren bekannt. Hier ist mittlerweile eine Erhöhung der Zuverlässigkeit durch Nachrüstungen geplant, jedoch ist diese in der Anlage Cattenom nach unserem Kenntnisstand noch nicht abschließend umgesetzt. Dies entspricht nicht einer zeitgerechten Umsetzung von vernünftigerweise durchführbaren Sicherheitsverbesserungen für bestehende kerntechnische Anlagen gemäß (Rat der Europäischen Union 2014b).

Für die Einrichtungen zur Mitigation von schweren Unfällen war bis zum Unfall von Fukushima in Frankreich nicht gefordert, dass diese gegenüber Bemessungsereignissen von Einwirkungen von außen (also insbesondere Erdbeben) ausgelegt sein müssen. Auch hier sind Ertüchtigungen der Einrichtungen insbesondere zur gefilterten Druckentlastung vorgesehen, jedoch noch nicht umgesetzt. Insbesondere für die Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung sehen gegenwärtige Planungen abweichend von Anforderungen an den HSC nur eine Ertüchtigung auf das Niveau des SMHV und damit noch nicht einmal auf das Niveau des Bemessungserdbebens vor. Gegen eine Dampfexplosion im Containment sind keine weiteren Maßnahmen in der Anlage Cattenom vorgesehen.

Angesicht der in Kap. 5.1 festgestellten Defizite mit Blick auf die auslegungsgemäße Beherrschung bereits des Bemessungserdbebens besteht in der Anlage Cattenom ein deutlich erhöhtes Risiko, dass es zu einem auslegungsüberschreitenden Ereignis der Sicherheitsebene 4a (externe Einwirkung mit einer höheren Auswirkung auf die Anlage als im Rahmen der Auslegung unterstellt, Mehrfachversagen von Einrichtungen der Sicherheitsebene 3) in Folge eines Erdbebens kommt. Die gegenwärtig in der Anlage Cattenom realisierten Einrichtungen des mitigativen Notfallschutzes auf

der Sicherheitsebene 4b entsprechen nicht dem nach internationalen Regelwerksanforderungen erforderlichen Stand, da bereits bei einem Erdbeben mit einer Schwere deutlich unterhalb des Bemessungserdbebens (und damit einem Erdbeben mit einer deutlich größeren Häufigkeit) von einem Versagen der Einrichtungen der gefilterten Druckentlastung auszugehen ist. In der Folge würde entweder ein Versagen des Containments oder die Notwendigkeit der Durchführung einer ungefilterten Druckentlastung resultieren. Dies kann zu großen Freisetzungen von Radioaktivität in die Umgebung führen.

Ohne eine auch bei externen Einwirkungen verfügbare Möglichkeit der gefilterten Druckentlastung werden die Risiken in Verbindung mit Ereignisabläufen der Sicherheitsebene 4b nicht im heute erforderlichen Umfang beherrscht. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu Unfallabläufen mit großen Freisetzungen kommt, deutlich (vgl. Kap. 2) und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

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

Ohne eine Möglichkeit der Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Brennelement-Lagerbecken werden die Risiken in Verbindung mit Ereignisabläufen der Sicherheitsebene 4b nicht im heute erforderlichen Umfang beherrscht. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu Unfallabläufen mit großen bzw. frühen Freisetzungen kommt, deutlich (vgl. Kap. 2) und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.



## 8. Zusammenfassung

Das Ministerium für Umwelt, Energie, Ernährung und Forsten Rheinland-Pfalz gemeinsam mit dem Ministerium für Umwelt und Verbraucherschutz Saarland hat das Öko-Institut e. V. mit einer Analyse zur Ermittlung und Darstellung von Sicherheitsdefiziten auf Grundlage des aktuellen technischen Status des Atomkraftwerks Cattenom (AKW Cattenom) beauftragt.

Hierzu wurden auf Basis der durch nationale wie internationale Regelwerke kodifizierten heutigen Sicherheitsanforderungen, sowie dem in heutigen AKW realisierten Stand der Technik relevante Bewertungsmaßstäbe abgeleitet und die sich auf dieser Basis für das AKW Cattenom ergebenden Defizite (entsprechend der betroffenen Sicherheitsebenen) ermittelt. Ziel war es, solche Defizite zu identifizieren, die alleine oder in der Summe schwerwiegende Risiken für die Menschen und die Umwelt zur Folge haben können.

In einem AKW werden große Mengen Energie freigesetzt. Auch nach der Abschaltung eines Reaktors entsteht noch für lange Zeit die Nachwärme aus dem Zerfall der radioaktiven Stoffe. Bei einem Verlust der Kühlung droht eine massive Freisetzung von Radioaktivität.

Ein zentraler Baustein für die Reaktorsicherheit sind verschiedene Barrieren, die die radioaktiven Stoffe im Atomkraftwerk einschließen sollen. In der Betriebspraxis kommt es aber auch zu Störungen oder Störfällen, die die Barrieren beeinträchtigen oder aufheben können. Sicherheitssysteme zielen daher darauf ab, die Funktion der Barrieren bei allen denkbaren Ereignissen aufrechtzuerhalten.

Dabei wird in Frankreich ebenso wie weltweit ein gestaffeltes Sicherheitskonzept angewendet. Insbesondere muss der Betreiber einer Anlage nachweisen, dass er Störfälle entweder durch Vorsorgemaßnahmen ausschließen oder sie durch das Sicherheitssystem beherrschen kann. Das Sicherheitssystem muss verschiedene Sicherheitsfunktionen wie die dauerhafte Kühlung des Brennstoffs gewährleisten, ansonsten werden Barrieren zerstört und Radioaktivität kann in die Umwelt gelangen. Alle Teile des Sicherheitssystems unterliegen besonders hohen Ansprüchen an die Qualität bei Herstellung, bei Betrieb und bei der permanenten Überprüfung.

Nach den Unfällen in dem US-amerikanischen Reaktor Three Mile Island, dem ukrainischen Reaktor in Tschernobyl und dem japanischen Fukushima Dai-ichi wurde das gestaffelte Sicherheitskonzept erweitert. So wurden einerseits die Anforderungen an das Sicherheitssystem verschärft. Darüber hinaus wurde das Sicherheitskonzept um weitere Maßnahmen, sogenannte anlageninterne Notfallmaßnahmen, auf einer vierten, zusätzlichen und unabhängigen Sicherheitsebene ergänzt. Auch muss die Sicherheit eines AKW für den Fall anlagenexterner Einwirkungen gewährleistet sein. Dabei ist sowohl auf der Sicherheitsebene 3 bereits im Rahmen der Auslegung als auch bei ehemals als auslegungsüberschreitend angesehenen Einwirkungen die Sicherheit der Anlage zu gewährleisten.

Wird das radioaktive Inventar aus dem Reaktorkern oder dem Brennelement-Lagerbecken bei schweren Unfällen in die Umgebung freigesetzt, müssen unter Umständen Flächen von mehreren hundert Quadratkilometern evakuiert werden. Ähnlich große Flächen können auch langfristig unbewohnbar bleiben. Evakuierungen und Umsiedlungen können noch in einigen Dutzend Kilometer Entfernung von einem Unfallreaktor erforderlich werden. Damit wären bei einem schweren Unfall im AKW Cattenom neben Frankreich und Luxemburg auch Deutschland und hier vor allem die Bundesländer Saarland und Rheinland-Pfalz betroffen.

Schwere Unfälle haben katastrophale gesundheitliche, soziale, ökologische und wirtschaftliche Folgen. Technische Defizite in der Umsetzung des heute erforderlichen gestaffelten Sicherheitskonzepts – wie es einerseits durch die gültigen nationalen wie internationalen Regelwerke kodifiziert ist, und wie es sich andererseits durch den in heutigen Anlagen realisierten Stand der Technik widerspiegelt – erhöhen die Wahrscheinlichkeit für schwere Unfälle deutlich und führen damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

Trotz aller getroffenen Vorkehrungen bei der Auslegung, dem Bau und dem Betrieb von Atomkraftwerken stellt jedoch auch die französische Aufsichtsbehörde Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) selbst fest, dass schwere Unfälle in den in Betrieb befindlichen AKW niemals ausgeschlossen werden können.

Auch hat die ASN bereits 2003 darauf hingewiesen, dass selbst die zuletzt in Betrieb genommenen französischen Reaktoren vom Typ N4 aufgrund ihres zu geringen Sicherheitsniveaus mittlerweile in Frankreich nicht mehr genehmigt werden würden. Dabei wurden bereits an die Reaktoren vom Typ N4 höhere Anforderungen gestellt als an die Anlage Cattenom. Für den aktuell in Frankreich in Flamanville in Bau befindlichen Reaktor vom Typ EPR wurden demgegenüber nochmals erhöhte Anforderungen festgelegt.

Mit Blick auf das notwendige Sicherheitsniveau von existierenden AKW fordert die Internationale Atomenergieorganisation, dass über die gesamte Betriebsdauer einer kerntechnischen Einrichtung ein Höchstmaß an Sicherheit, das vernünftigerweise erreichbar ist, praktiziert wird. Auch auf europäischer Ebene wird eine kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit gefordert.

Entsprechend wird auch in Frankreich als Maßstab für die Neubewertung der Sicherheit französischer Atomkraftwerke beispielsweise im Rahmen periodischer Sicherheitsüberprüfungen explizit auf den Sicherheitsstandard neuer, in Errichtung befindlicher Atomkraftwerke verwiesen.

Diese erhöhten Sicherheitsanforderungen spiegeln den heutigen Kenntnisstand zu den Risiken der Atomkraftwerke wieder, wie er u. a. aus den Unfällen in Three Mile Island, Tschernobyl und Fukushima, aber auch aus den Ereignissen vom September 2001 in den USA, abgeleitet wurde. Ohne eine entsprechende Umsetzung dieser Anforderungen auch in den existierenden Anlagen ist daher kein vergleichbarer Schutz gegen diese Risiken sichergestellt.

#### *Einwirkungen von außen*

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

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

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

Auch im Bereich der Notstromversorgung der Anlage Cattenom bestehen diesbezüglich Defizite. So muss bei einem Bemessungserdbeben von einem Ausfall der externen Stromversorgung und einem Ausfall des nachgelagerten, einfach vorhandenen zusätzlichen Notstromgenerators TAC ausgegangen werden, da diese nicht für ein Bemessungserdbeben ausgelegt sind. Bei einem Ausfall beider Notstromdiesel LHG kommt es außerdem aufgrund des Ausfalls der Gebäudekühlung kurzfristig zu einem Ausfall des nachgelagert angeforderten Turbogenerators LLS. Für die Beherrschung des Bemessungserdbebens stehen zur Stromversorgung der erforderlichen Einrichtungen außer mobilen Dieselaggregaten gesichert daher gegenwärtig ausschließlich die beiden Notstromdiesel LHG zur Verfügung.

Durch diesen geringen Redundanzgrad und die geringe Diversität der Einrichtungen zur Sicherstellung der Notstromversorgung bei einem Bemessungserdbeben besteht eine deutlich erhöhte Wahrscheinlichkeit dafür, dass die auf der Sicherheitsebene 3 zu unterstellenden Ereignisabläufe nicht auslegungsgemäß beherrscht werden, sondern es zu auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen kommt. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

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

Inwieweit diese geforderte Überschreitenswahrscheinlichkeit mit Blick auf Erdbebeneinwirkungen unter Berücksichtigung aller Unsicherheiten anlagenspezifisch tatsächlich gewährleistet ist, ist ohne eine standortspezifische, probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse nicht nachgewiesen. Derartige probabilistische Erdbebengefährdungsanalysen sind mittlerweile Stand von Wissenschaft und Technik. Auch hat sich bei international durchgeführten Analysen gezeigt, dass derartig bestimmte Gefährdungsannahmen erheblich, zum Teil um Faktoren 2-3, über den ursprünglich deterministisch festgelegten Gefährdungsannahmen liegen können. Ohne das Vorliegen probabilistischer seismischer Standortgefährdungsanalysen für den Standort Cattenom kann daher nicht zweifelsfrei von einer angemessenen Festlegung des Bemessungserdbebens mit Blick auf heutige französische wie internationale Regelwerksanforderungen ausgegangen werden.

Um die Sicherheit der Anlage Cattenom bezüglich einer Beherrschung von Erdbebeneinwirkungen auch im auslegungsüberschreitenden Bereich zu erhöhen, wäre zunächst ein belastbarer Nachweis der tatsächlich in der Anlage vorhandenen Reserven von zentraler Bedeutung. Dabei wären auch Unsicherheiten bei der Festlegung des bisherigen Bemessungserdbebens angemessen zu berücksichtigen. Darauf aufbauend müsste dann die Robustheit insbesondere der Einrichtungen des Sicherheitssystems, die eine zentrale Rolle für die Anlagensicherheit spielen, weiter erhöht werden. Dies ist in der Anlage Cattenom bislang nicht erfolgt.

Die bei der ursprünglichen Auslegung der Anlage Cattenom mit Blick auf einen unfallbedingten Flugzeugabsturz festgelegten Einwirkungen erreichen deutlich nicht die in Frankreich für neue An-

lagen deterministisch festgelegten Anforderungen. Damit weist die Anlage Cattenom grundsätzlich einen geringen physischen Schutz gegen derartige zivilisatorische Einwirkungen von außen auf.

Kommt es zu einem unfallbedingtem Flugzeugabsturz auf das AKW Cattenom mit größeren als den bislang für diese Anlage unterstellten Einwirkungen, so können die Folgen von Unfällen mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen bis hin zu Unfallabläufen mit großen, frühen Freisetzungen reichen, und führen damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt. Insbesondere Unfallabläufe, die zu großen frühen Freisetzungen führen können, müssen gemäß den französischen Anforderungen an neue Atomkraftwerke praktisch ausgeschlossen sein, worunter zu verstehen ist, dass solche Ereignisse entweder physikalisch unmöglich sind, oder sie extrem unwahrscheinlich sind, wobei eine solche sehr geringe Wahrscheinlichkeit auch mit einer hohen Ausagesicherheit nachweisbar sein muss.

Die detaillierten Anforderungen an Sicherungsmaßnahmen zur Abwehr eines Innentäters, d. h. einer Person mit offiziellem Zugang zur Anlage wie beispielsweise den Mitarbeitern des Kraftwerks, sind in eigens dafür entwickelten Regelungen und Richtlinien festgehalten, die der Öffentlichkeit jedoch weitestgehend nicht zugänglich sind. Die Regelungen und Richtlinien unterliegen der Geheimhaltung, da detailliertes Wissen über diesbezügliche Gegenmaßnahmen zur Vorbereitung von Straftaten missbraucht werden könnte und somit eine unmittelbare Gefahr für die Sicherheit darstellt.

Maßnahmen der Sicherung können zwar die Wahrscheinlichkeit eines absichtlich herbeigeführten Kernschmelzunfalls beziehungsweise die Erfolgswahrscheinlichkeit einer Sabotageaktion herabsetzen, sie können jedoch erfolgreiche Aktionen nicht prinzipiell ausschließen.

Ein Innentäter muss dazu einerseits das vorhandene Sicherheitssystem zur Beherrschung auftretender Ereignisse außer Gefecht setzen. Im Weiteren muss er ein Ereignis auslösen, dass in der Folge bei einem Versagen des Sicherheitssystems zu einem Unfallablauf mit Kernschmelze (oder einer Freisetzung von Brennelementen im Lagerbecken mit entsprechenden Freisetzungen) führt. Darüber hinaus kann er auch versuchen, die Wirksamkeit des Containments zur Rückhaltung freigesetzter radioaktiver Stoffe zu reduzieren, so dass es zu großen, frühen Freisetzungen kommt.

Bei Defiziten in der Anlagenauslegung gegenüber aktuellen Sicherheitsanforderungen ist dabei grundsätzlich von einer höheren Erfolgswahrscheinlichkeit eines Innentäters auszugehen. So ist es beispielsweise bei einem geringen Redundanzgrad des Sicherheitssystems wie im AKW Cattenom grundsätzlich einfacher, einen vollständigen Ausfall von erforderlichen Sicherheitsfunktionen des Sicherheitssystems herbeizuführen. Dies trifft insbesondere auch dann zu, wenn die einzelnen Redundanzen durch gemeinsam genutzte Komponenten wie einfach vorhandene Rohrleitungsabschnitte oder gemeinsame Vorratsbehälter vermascht sind. Auch das Fehlen zusätzlicher, diversitärer Einrichtungen erhöht die Erfolgswahrscheinlichkeit eines Innentäters deutlich.

Angesicht der bestehenden Defiziten in der Anlagenauslegung gegenüber aktuellen Sicherheitsanforderungen besteht in der Anlage Cattenom somit ein deutlich erhöhtes Risiko, dass durch einen Innentäter erfolgreich Unfallabläufe bis hin zu einem Unfall mit großen, frühen Freisetzungen ausgelöst werden können. Dies stellt damit ein schwerwiegendes Risiko für Mensch und Umwelt dar.

Ein grundsätzliches Schutzniveau einer Anlage gegenüber Einwirkungen durch Dritte von außen ergibt sich aus dem Schutz elektro- und verfahrenstechnischer Einrichtungen gegenüber mechanischen oder thermischen Einwirkungen beispielsweise durch die Auslegung der Gebäude, in denen sich sicherheitsrelevante Einrichtungen befinden. Dabei stellt beispielsweise ein gezielter Flugzeugabsturz nur eines der möglichen Angriffsszenarien dar, grundsätzlich ist in diesem Kontext auch eine Vielzahl weiterer Szenarien (von bewaffneten Tätergruppen bis hin zum Einsatz militäri-

scher Waffensysteme) denkbar. Die Auslegung eines AKW gegenüber einem gezielten Flugzeugabsturz kann damit zwar nicht als abdeckend für diese Thematik angesehen werden, gibt einem AKW jedoch einen entsprechenden Grundschutz, der sich auch bei anderen Angriffsszenarien grundsätzlich günstig auswirkt. Vor dem Hintergrund der Ereignisse des 11. September 2001 und der anhaltenden hohen Terrorismusgefahr kommt dieser Thematik eine besondere Bedeutung zu.

Diesbezüglich ergibt sich ein Grundschutz der Anlage Cattenom lediglich aufgrund der Auslegung gegen einen unfallbedingten Flugzeugabsturz auf dem Niveau eines kleinen Geschäftsflugzeugs. Damit weist die Anlage Cattenom nur eine geringe Robustheit von sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden und Einrichtungen auf.

Dies betrifft einerseits insbesondere die nur einfach vorhandenen Vorratsbehälter für die Kühlmittelagerung und die Dampferzeugerbespeisung. Diese sind – ebenso wie weitere sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen – außerhalb des Reaktorgebäudes untergebracht und damit nicht besonders gegen mechanische oder thermische Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz geschützt. Weiterhin sind auch die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, sowohl das Reaktorgebäude als auch insbesondere das Brennelement-Lagerbeckengebäude nur vergleichsweise schwach gegen mechanische Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz ausgelegt.

Der gegenwärtig in der Anlage Cattenom realisierte Schutz gegen Einwirkungen von außen entspricht nicht dem sowohl in neuen Anlagen in Frankreich als auch in existierenden Anlagen des Auslands bereits realisierten Stand der Technik. Angesichts des geringen Grundschutzes besteht in der Anlage Cattenom somit ein deutlich erhöhtes Risiko, dass es bei einem gezielten Flugzeugabsturz zu Unfallabläufen bis hin zu einem Unfall mit großen, frühen Freisetzungen kommt, dies stellt damit ein schwerwiegendes Risiko für Mensch und Umwelt dar.

### *Sicherheitsebene 3*

Das Sicherheitssystem hat die Aufgabe, die Anlage vor unzulässigen Einwirkungen zu schützen und bei auftretenden Störfällen deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Anlage und die Umgebung in vorgegebenen Grenzen zu halten. Dabei werden an das Sicherheitssystem besonders hohe Anforderungen an die Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie an Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile gestellt.

Bestehen im Bereich des Sicherheitssystems technische Defizite, so ist die auslegungsgemäß erforderliche Zuverlässigkeit bei der Beherrschung der für ein AKW zu unterstellenden Ereignisse nicht mehr sichergestellt.

Die Aufsichtsbehörde verweist im Zusammenhang mit Defiziten in der Anlage auch auf die geplanten Nachrüstungen im Zusammenhang mit dem „noyau dur“ („Hardened Safety Core“, HSC). Das HSC ist jedoch als System der 4. Sicherheitsebene eingestuft, d. h. es weist geringere Anforderungen mit Blick auf die Auslegung der Komponenten, die Qualitätssicherung bei Errichtung und Betrieb und im Bereich der wiederkehrenden Prüfungen auf, als diese für das Sicherheitssystem erforderlich sind. Außerdem ist die 4. Sicherheitsebene als eine zusätzliche und unabhängige Ebene gegenüber den Einrichtungen der 3. Sicherheitsebene generell erforderlich. Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene können daher nicht zur Kompensation von hier benannten bestehenden Defiziten auf der 3. Sicherheitsebene herangezogen werden. Darüber hinaus sind diese Einrichtungen bisher nur in Planung und stehen auch noch für längere Zeiträume nicht zur Verfügung. Sie spielen also für die aktuelle Sicherheit der Anlage Cattenom keine Rolle.

Mit Blick auf eine diversitäre Auslegung von Sicherheitseinrichtungen ist diese in einem Umfang gefordert, der eine hohe Zuverlässigkeit der Beherrschung von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 garantiert. Für wesentliche Sicherheitsfunktionen auf der Sicherheitsebene 3 wie die

- primärseitige Kühlmittelergänzung,
- primärseitige Wärmeabfuhr,
- Wärmeabfuhr aus dem Containment,
- Lagerbeckenkühlung

sind keine diversitären Systeme oder Einrichtungen vorhanden. Lediglich im Bereich der sekundärseitigen Dampferzeugerbespeisung sind diversitär angetriebene Einspeisepumpen vorhanden.

Das Sicherheitssystem der Anlage Cattenom ist grundsätzlich zweisträngig ( $n+1$  Redundanzgrad), d. h. einzelfehlerfest ausgelegt. Für neue Anlagen wird demgegenüber ein höherer Redundanzgrad ( $n+2$ ) gefordert, der auch eine Ereignisbeherrschung bei gleichzeitig vorliegendem Instandhaltungsfall ermöglichen würde. Auch im EPR in Frankreich ist die Auslegung des Sicherheitssystems viersträngig, was zum Beispiel von der französischen Gutachterorganisation Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) als besonderer Sicherheitsvorteil des EPR gegenüber den bisher in Frankreich betriebenen AKW bewertet wird. Die Anforderung der Einzelfehlerfestigkeit im Falle von Instandhaltungen wird für bestehende AKW auch in verschiedenen nationalen Regelwerken aufgestellt.

Ein ( $n+2$ ) Redundanzgrad kann durch Instandhaltungsmaßnahmen während des Leistungsbetriebs für begrenzte Zeiten eingeschränkt ( $n+1$  Redundanzgrad) verfügbar sein. Doch auch dann besteht noch uneingeschränkt ein einzelfehlerfester Zustand. Für den Großteil der Zeiten des Leistungsbetriebs ist dieser Redundanzgrad jedoch als uneingeschränkt verfügbar anzusehen, so dass bei dann auftretenden Ereignissen sogar beim Vorliegen von zwei unabhängigen Einzelfehlern das Ereignis noch auslegungsgemäß beherrscht würde.

Demgegenüber kann eine Anlage mit einem Redundanzgrad von ( $n+1$ ) immer höchstens einen Einzelfehler beherrschen. Auch bei diesen Anlagen kann es jedoch während des Leistungsbetriebs zu Instandhaltungsnotwendigkeiten kommen. Zwar muss die Anlage dann ggf. abgefahren werden, doch bestehen hierfür auch zulässige Reparaturzeiten, so dass eine Anlage vor dem Abfahren bzw. während einer erforderlichen Reparatur auch mit einem vorliegenden Redundanzgrad von ( $n+0$ ) für begrenzte Zeit im Leistungsbetrieb verbleibt. Kommt es während solcher Zeiten zu einem Ereignis, kann kein weiterer Ausfall von Sicherheitseinrichtungen mehr beherrscht werden.

Auch während des Nichtleistungsbetriebs (also bei abgeschalteter Anlage) ist bei den grundsätzlich erforderlichen Instandhaltungsarbeiten an einzelnen Redundanzen in ( $n+2$ ) Anlagen ein einzelfehlerfester Zustand gegeben, während in Anlagen mit einem ( $n+1$ ) Redundanzgrad für solche Zeiträume keine Einzelfehlerfestigkeit im Sicherheitssystem mehr vorliegt.

Insgesamt erhöht damit ein größerer Redundanzgrad die Zuverlässigkeit der Einrichtungen des Sicherheitssystems zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 deutlich, weil eine größere Anzahl an Sicherheitseinrichtungen vorhanden ist und damit auch mehrere unabhängig voneinander auftretende Fehler bzw. vorliegende Unverfügbarkeiten nicht zu einem Verlust der erforderlichen Systemfunktion führen.

Im AKW Cattenom greifen alle Stränge des zentral wichtigen sekundärseitigen Notspeisesystems ASG auf einen einzigen Vorratsbehälter zurück, sie sind in ihren passiven Komponenten daher vermascht, teilweise auch über eine gemeinsame Nutzung von Rohrleitungen. Auch die Systeme

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

Damit ist in der Anlage Cattenom keine vollständige Unabhängigkeit dieser Systeme bzw. ihrer einzelnen Redundanzen gegeben. Kommt es beispielsweise durch interne Ereignisse wie einen Brand oder ein Rohrleitungsversagen oder auch aufgrund von Einwirkungen von außen zu einem Versagen in diesen Bereichen, wären damit erforderliche Sicherheitsfunktionen vollständig ausgefallen.

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

#### *Sicherheitsebene 4*

Im Bereich der nachgelagerten Sicherheitsebene 4 stehen verschiedene Einrichtungen zu Verfügung bzw. sind als Nachrüstungen geplant, um auf Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen oder mit Brennstoffschäden zu reagieren. Die Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 sind als zusätzliche, eigenständig erforderliche Einrichtungen anzusehen. Auch in diesem Bereich bestehen weiterhin technische Defizite bzw. Umsetzungsdefizite bei erforderlichen Nachrüstungen.

Für die Einrichtung des frischdampfgetriebenen Turbogenerators LLS wurde ein generisches Defizit festgestellt, dass auch in der Anlage Cattenom vorliegt und wonach bereits nach einem relativ kurzfristigen Betrieb des Systems unzulässige Raumtemperaturen erreicht werden. In diesem Fall muss ein Ausfall des Systems unterstellt werden. Demnach kann bis zu einer entsprechenden Erüchtigung gegenwärtig von diesem System kein Kredit genommen werden. Die Nachrüstung eines zusätzlichen Notstromdiesels pro Block soll bis Ende 2018 abgeschlossen sein, auch diese sind gegenwärtig jedoch noch nicht verfügbar. Damit fehlen erforderliche Einrichtungen zur Sicherstellung einer Stromversorgung wesentlicher Einrichtungen auf der Sicherheitsebene 4. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu Unfallabläufen mit schweren Kernschäden bzw. Brennelementschäden im Lagerbecken kommt deutlich und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

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

Die endgültige Implementierung einer diversitären Wasserversorgung ist bis 2020 vorgesehen. Weitere wichtige Einrichtungen wie

- zusätzliche Einspeisepumpen,

- fest installierte Rohrleitungen zur Einspeisung in den PTR-Behälter, die Dampferzeuger sowie das Brennelement-Lagerbecken,
- Instrumentierung und Leittechnik etc.

werden frühestens nach 2020, also mehr als ein Jahrzehnt nach Fukushima, implementiert werden. Der Betreiber EDF selbst sieht eine Umsetzung dieser Maßnahmen als langfristige Aufgabe bis ca. 2030 an. Dieser Umsetzungszeitraum ist als erheblich anzusehen und entspricht damit nicht einer auf europäischer Ebene geforderten zeitgerechten Umsetzung von vernünftigerweise durchführbaren Sicherheitsverbesserungen für bestehende kerntechnische Anlagen beziehungsweise der von der französischen Aufsichtsbehörde ASN geforderten unverzüglichen Erhöhung der Robustheit der Anlagen gegenüber Extremereignissen über die bisher bestehenden Sicherheitsreserven hinaus.

Angesichts der festgestellten Defizite bei der zentral wichtigen Beherrschung von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 besteht in der Anlage Cattenom ein deutlich erhöhtes Risiko, dass es zu einem auslegungsüberschreitenden Ereignis der Sicherheitsebene 4a kommt. Darüber hinaus entsprechen die gegenwärtig in der Anlage Cattenom realisierten Einrichtungen des präventiven Notfallschutzes auf der Sicherheitsebene 4a nicht dem nach internationalen Regelwerksanforderungen erforderlichen und sowohl in neuen Anlagen in Frankreich (EPR) als auch in existierenden Anlagen des Auslands (z. B. Deutschland, Schweiz) bereits realisierten Stand der Technik. Für wichtige Systemfunktionen wie die primär- und sekundärseitige Kühlung, die Lagerbeckenkühlung, die Gebäudekühlung (zur längerfristigen Aufrechterhaltung von erforderlichen Systemfunktionen) sowie die zugehörige Instrumentierung und Ansteuerung stehen geforderte zusätzliche und unabhängige Einrichtungen nicht zur Verfügung.

Das Fehlen der erforderlichen Einrichtungen des „Hardened Safety Core“ (HSC) erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu Unfallabläufen mit schweren Kernschäden bzw. Brennelementschäden (im Lagerbecken) kommt, deutlich und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

In Frankreich war für die Einrichtungen zur Mitigation von schweren Unfällen bis zum Unfall von Fukushima nicht gefordert, dass diese Einrichtungen gegenüber Bemessungsereignissen von Einwirkungen von außen (also insbesondere Erdbeben) ausgelegt sein müssen. Für die Anlage Cattenom sind Ertüchtigungen der Einrichtungen insbesondere zur gefilterten Druckentlastung vorgesehen, jedoch noch nicht umgesetzt. Insbesondere für die Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung sehen gegenwärtige Planungen abweichend von Anforderungen an den HSC auch nur eine Ertüchtigung auf das Niveau des maximalen historischen Erdbebens SMHV und damit noch nicht einmal auf das Niveau des Bemessungserdbebens SMS vor.

Angesichts der festgestellten Defizite mit Blick auf die auslegungsgemäße Beherrschung bereits des Bemessungserdbebens besteht in der Anlage Cattenom ein deutlich erhöhtes Risiko, dass es zu einem auslegungsüberschreitenden Ereignis der Sicherheitsebene 4 in Folge eines Erdbebens kommt. Die gegenwärtig in der Anlage Cattenom realisierten Einrichtungen des mitigativen Notfallschutzes auf der Sicherheitsebene 4b entsprechen nicht dem nach internationalen Regelwerksanforderungen erforderlichen Stand, da bereits bei einem Erdbeben mit einer Schwere deutlich unterhalb des Bemessungserdbebens (und damit einem Erdbeben mit einer deutlich größeren Häufigkeit) von einem Versagen der Einrichtungen der gefilterten Druckentlastung auszugehen ist. In der Folge würde die Notwendigkeit der Durchführung einer ungefilterten Druckentlastung resultieren. Dieses Defizit erhöht die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu Unfallabläufen mit großen Freisetzung kommt, deutlich und führt damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.



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

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

## Literaturverzeichnis

- Areva; Électricité de France (EDF) (2012): Pre Construction Safety Report – Sub-chapter 1.4 – Compliance with regulations. UK EPR (UKEPR-0002-016 Issue 04).
- Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection (ANVS) (2015): Safety Guidelines. Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors and DSR, The Hague. Verfügbar unter <https://english.autoriteitnvs.nl/documents/publication/2015/11/1/guidelines-on-the-safe-design-and-operation-of-nuclear-reactors>, zuletzt abgerufen am 31.01.2018.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (1980): Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions (Règles fondamentales de sûreté (RFS) No. I.2.a). Verfügbar unter <https://www.asn.fr/Reglementer/Regles-fondamentales-de-surete/RFS-relatives-aux-REP/RFS-I.2.a.-du-05-08-1980>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2000): Technical Guidelines for the Design and Construction of the Next Generation of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors. Adopted during the GPR/German experts plenary meetings held on October 19th and 26th 2000. Verfügbar unter [https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig\\_q=RN:42021906](https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:42021906), zuletzt abgerufen am 21.06.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2001a): Fundamental safety rule n°2001-01 concerning basic nuclear installations (ASN Basic Safety Rule 2001-01). Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/References/Safety-Rules/Basic-safety-rule-2001-01-of-31-may-2001>, zuletzt abgerufen am 21.06.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2001b): Protection des installations nucléaires contre les chutes d'avions. Verfügbar unter <https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Protection-des-installations-nucleaires>, zuletzt abgerufen am 21.06.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2006): Consideration of seismic risk for the design of civil engineering buildings of nuclear plants except long duration radioactive wastes disposal (Guides de L'ASN 2/01). Verfügbar unter <https://www.asn.fr/content/download/53919/368017/version/1/file/Guide+ASN+0201+conception+parasismique.pdf>, zuletzt abgerufen am 21.06.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2007): Decree Authorising the Creation of the “Flamanville 3”, Basic Nuclear Installation Including an EPR Nuclear Power Plant at Flamanville (Manche Department). Decree No. 2007-534 of 10 April 2007 (Journal officiel de la République française (Official Gazette), 2007-534). Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/References/Regulations/Decree-No.-2007-534-of-10-April-2007>, zuletzt abgerufen am 21.06.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2008): Décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109) (ASN Décision 2008-DC-0114). Verfügbar unter [https://www.asn.fr/content/download/52714/364351/version/2/file/Decision\\_n\\_2008-DC-0114.pdf](https://www.asn.fr/content/download/52714/364351/version/2/file/Decision_n_2008-DC-0114.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2010): Which level of safety for new nuclear reactors built around the world?, ASN. ASN Statement. Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/ASN/About-ASN/The-ASN-doctrine/The-ASN-position-statements/New-nuclear-reactors-built-around-the-world>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2011): Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants. Report by the French Nuclear Safety Authority (December 2011). Verfügbar

unter <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/120106%20Rapport%20ASN%20ECS%20-%20ENG%20validated.pdf>, zuletzt abgerufen am 01.09.2015.

- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2012a): ASN and the ministries responsible for nuclear safety supplement the general technical regulations applicable to nuclear facilities, ASN. ASN Information Notice. Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/General-technical-regulations-applicable-to-nuclear-facilities>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2012b): Avis no2012-AV-0139 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 3 janvier 2012 sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (ASN Avis 2012-AV-139). Verfügbar unter <http://www.asn.fr/Reglementer/Bulletin-officiel-de-l-ASN/Avis-de-l-ASN/Avis-n-2012-AV-0139-de-l-ASN-du-3-janvier-2012>, zuletzt abgerufen am 07.09.2015.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2012c): ATMEA1 reactor Review of Safety Options (ASN CODEP DCN-2011-070548). Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/Media/Files/ATMEA1-reactor-Review-of-Safety-Options>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2012d): Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base. (Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations) (JORF (Official Journal of the French Republic) 28.08.2015, DEVP1202101A). Verfügbar unter <http://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=JORFTEXT000025338573>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2012e): Décision n°2012-DC-0277 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Cattenom (Moselle) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°124, 125, 126 et 137 (ASN Décision 2012-DC-0277). Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/References/ASN-Resolutions/ASN-resolution-2012-DC-0277-of-26-June-2012>, zuletzt abgerufen am 21.06.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2012f): National Action Plan of the French Nuclear Safety Authority. Complementary Safety Assessment Follow-up to the French Nuclear Power Plants Stress Tests.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2013): Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes (Guides de L'ASN Guide No 13). Verfügbar unter <https://www.asn.fr/Reglementer/Guides-de-l-ASN/Guide-de-l-ASN-n-13-Protection-des-installations-nucleaires-de-base-contre-les-inondations-externes>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2014a): ASN requires EDF to comply with additional requirements for implementation of the "hardened safety core", ASN. ASN Information Notice. Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/Additional-requirements-for-implementation-of-the-hardened-safety-core>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2014b): Questions Posted To France in 2014. Convention on Nuclear Safety.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2014c): Updated National Action Plan of the French Nuclear Safety Authority. Follow-up to the French Nuclear Power Plant Stress Test (December 2014). Verfügbar unter [http://www.ensreg.eu/sites/default/files/France%20-%2020141217\\_Updated\\_NAcP\\_France\\_EN.pdf](http://www.ensreg.eu/sites/default/files/France%20-%2020141217_Updated_NAcP_France_EN.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2014d): Décision n°2014-DC-0397 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des

prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Cattenom (Moselle) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0277 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN Décision 2014-DC-0397).

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2014e): Décision n° 2014-DC-0433 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 13 mai 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Cattenom (Moselle) au vu des conclusions du deuxième réexamen de sûreté du réacteur n°2 constituant l'INB n°125 (ASN Décision 2014-DC-0433).

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2014f): Décision n°2014-DC-0448 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 22 juillet 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Cattenom (Moselle) au vu des conclusions du deuxième réexamen de sûreté du réacteur n°3 constituant l'INB n°126 (ASN Décision 2014-DC-0448).

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2015a): Summary of generic studies performed as part of the third ten-yearly outage safety reviews for the 1300 MWe reactors (ASN CODEP DCN-2015-008144), Montrouge.

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2015b, April): Post Fukushima assessment and follow up. French National Action Plan. ENSREG Workshop, Brüssel.

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2016a): ASN position statement of 20th April 2016 concerning generic guidelines for the periodic safety review associated with the fourth ten-year inspections for the 900 MWe reactors, ASN. ASN Statement. Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/ASN-position-statement-concerning-generic-guidelines-for-the-periodic-safety-review>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2016b): Seventh National Report for the 2017 Review Meeting. Convention on Nuclear Safety.

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2017a): ASN gives a level 2 rating on the INES scale to an event leading to a risk of loss of heat sink for 29 nuclear reactors operated by EDF, ASN. Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/Risk-of-loss-of-heat-sink-for-29-nuclear-reactors-operated-by-EDF>, zuletzt abgerufen am 23.10.2017.

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2017b): Questions Posted To France in 2017. Convention on Nuclear Safety. Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/Media/Files/2017-03-24-Reponses-aux-questions-posees-a-la-France-sur-son-rapport-CSN7?>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2017c): Updated National Action Plan of the French Nuclear Safety Authority (Mise À Jour Du Plan D'action De L'autorité De Sûreté Nucléaire). Follow-up to the French Nuclear Power Plant Stress Test (Suivi Des Tests De Résistance Des Centrales Nucléaires Françaises). Verfügbar unter <http://www.ensreg.eu/node/4081>, zuletzt abgerufen am 25.01.2018.

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2017d): Décision n° 2017-DC-0581 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 31 janvier 2017 modifiant la décision n° 2014-DC-0433 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 13 mai 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Cattenom (Moselle) au vu des conclusions du deuxième réexamen de sûreté du réacteur n° 2 constituant l'INB n° 125 (ASN Décision 2017-DC-581).

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2017e): Décision n° 2017-DC-0582 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 31 janvier 2017 modifiant la décision n° 2014-DC-0448 de l'Autorité de sûreté nu-

cléaire du 22 juillet 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Cattenom (Moselle) au vu des conclusions du deuxième réexamen de sûreté du réacteur n° 3 constituant l'INB n° 126 (ASN Décision 2017-DC-0582).

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2017f, Mai): Kohlenstoffausscheidungen an den Böden der Dampferzeuger - Unterlagen Creusot-Forge. Commission Locale d'Information (CLI).

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2017g): Décision n° 2017-DC-0593 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 22 juin 2017 prescrivant à la société Électricité de France (EDF) de remédier aux insuffisances de tenue au séisme des systèmes auxiliaires des groupes électrogènes de secours à moteur diesel équipant les réacteurs nucléaires de 1300 MWe (ASN Décision 2017-DC-0593).

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2017h): Conception des réacteurs à eau sous pression (ASN Guide No. 22). Verfügbar unter [http://www.irsn.fr/FR/Actualites\\_presse/Actualites/Documents/ASN\\_Guide-n22\\_Conception-Reacteur-A-Eau-Sous-Pression.pdf](http://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Actualites/Documents/ASN_Guide-n22_Conception-Reacteur-A-Eau-Sous-Pression.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2017i): Décision n° 2017-DC-0604 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 15 septembre 2017 prescrivant une revue de dossiers de fabrication de composants installés sur les réacteurs électronucléaires exploités par la société Électricité de France (EDF) (ASN Décision 2017-DC-0604).

Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) (2018): ASN takes stock of two level-2 incidents relative to the earthquake resistance of the EDF reactor emergency diesel generator sets, ASN. Verfügbar unter <http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/Earthquake-resistance-of-the-EDF-reactor-emergency-diesel-generator-sets>, zuletzt abgerufen am 31.01.2018.

Bamme, Eric & Stepien, Nicolas (2017, Mai): Die Spezialeinheit der Gendarmerie Cattenom (PSPG). (Peloton Spécialisé De Protection De La Gendarmerie). Commission Locale d'Information (CLI).

Becker, Oda; Besnard, Manon; Boilley, David; Lyman, Ed; MacKerron, Gordon; Maignac, Yves & Zerbib, Jean-Claude (2017): La sécurité des réacteurs nucléaires et des piscines d'entreposage du combustible en France et en Belgique, et les mesures de renforcement associées. Resume Du Rapport. Greenpeace France.

Bodineau, Hervé & Tenaud, Anne (2011, November): Design deviations treatment on French NPPs. Eurosafe, Paris. Verfügbar unter [https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/Eurosafe2011/1\\_5\\_%20slides\\_Design%20deviations%20Bodineau%20V8\\_20111104.pdf](https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/Eurosafe2011/1_5_%20slides_Design%20deviations%20Bodineau%20V8_20111104.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.

Brücher, W. (2012): Nachrüstung von Sicherheitsmaßnahmen für Zwischenlager (GRS Kommunikationsforum). Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS).

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) (2005): Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke. Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (BfS-SCHR-37/05), Salzgitter.

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) (2015a): Änderung der Bekanntmachung der Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012 (BAnz AT 30.03.2015 B3).

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) (2015b): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (BAnz AT 30.03.2015 B2).

Commission Locale d'Information (CLI) (2016): Keine Auswirkungen für Cattenom. Unregelmäßigkeiten bei Creusot-Forge (La lettre de la CLI du CNPE du Cattenom Nr. 14).

- Commission of the European Communities (1984): Methodology for coping with accidents of external and internal origin in PWR power stations. A comparison of the rules and codes of practice in use in Belgium, France, the Federal Republic of Germany, the United Kingdom and the United States of America (EUR 10782 EN), Brüssel. Verfügbar unter <https://publications.europa.eu/en/publication-detail/-/publication/90ac9630-090b-4023-8268-0ff53890688f>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Council of the European Union (2012): Report of the Ad hoc Group on Nuclear Security, Brüssel.
- Cour des Comptes (2012): Les coûts de la filière électronucléaire. Rapport public thématique, Paris. Verfügbar unter <https://www.ccomptes.fr/fr/publications/les-couts-de-la-filiere-electro-nucleaire>, zuletzt abgerufen am 06.02.2018.
- Darcet-Felgen, Anouk & Canton, Sébastien (2017): Gutachten der zur Unterbindung der Aufrechterhaltung des Betriebs des Kernkraftwerks Cattenom in Frage kommenden Rechtsmittel. Erstellt im Auftrag der: Bundesländer Rheinland-Pfalz und Saarland. Paris: BMHAVOCATS.
- Devin, Simon; Beisel, Jean-Nicolas; Usseglio-Polatera, Philippe & Moreteau, Jean-Claude (2005). Changes in functional biodiversity in an invaded freshwater ecosystem: the Moselle River. In H. Segers & K. Martens (Hrsg.), *Aquatic Biodiversity II* (Developments in Hydrobiology, Bd. 180, S. 113–120). Dordrecht: Springer.
- Dutheil, Etienne (2017, Juni): 'Grand Carénage' Presentation of major renovation programme. ENSREG, Brüssel. Verfügbar unter <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/attachments/3.1-dutheil.pdf>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Électricité de France (EDF) (2011): Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima. CNPE du Cattenom. Verfügbar unter <https://www.asn.fr/sites/rapports-exploitants-ecs/EDF/cattenom/>, zuletzt abgerufen am 25.09.2017.
- Électricité de France (EDF) (2013, September): Rapport Öko-Institut Stress Test: Centrales de Fessenheim et de Beznau. Commission Locale d'Information (CLI), Straßburg.
- Électricité de France (EDF) (2017a): Déclaration d'un événement lié à la tenue des structures métalliques en cas de séisme « majoré » pour le palier P'4. Belleville-sur-Loire, Cattenom, Golfech, Nogent-sur-Seine et Penly (Note d'Information).
- Électricité de France (EDF) (2017b, Mai): Bilanz der Aktivitäten für 2016 und Projekte 2017. Commission Locale d'Information (CLI).
- Électricité de France (EDF) (2017c, Mai): Im Vorfeld der 2. Übung in Cattenom (17. Mai 2017), Wiederholung der Rolle und Organisation der Schnellen Nuklearen Eingreiftruppe (FARN). Commission Locale d'Information (CLI).
- European Commission (2012): Communication From The Commission To The Council And The European Parliament on the comprehensive risk and safety assessments ("stress tests") of nuclear power plants in the European Union and related activities (COM(2012) 571 final), Brüssel. Verfügbar unter <http://www.ipex.eu/IPEXL-WEB/dossier/files/download/082dbcc539edbc43013a2b1467a312ba.do>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) (2012): Stress Test Peer Review Board: Peer Review Country Report – France. Verfügbar unter <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Country%20Report%20FR%20Final.pdf>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- European Utility Requirements (EUR) (2012): European Utility Requirements For LWR Nuclear Power Plants. Rev. D. Verfügbar unter <http://www.europeanutilityrequirements.org/Welcome.aspx>, zuletzt abgerufen am 21.06.2017.

- Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015): Guideline on the categorization and assessment of accidental aircraft crashes in the design of new class I nuclear installations (Class I Guidances 2014-03-18-RK-5-4-4-EN).
- Feron, Fabien (2015, April): NPP Periodic Safety Reviews (PSR) in France. ENSREG Workshop, Brüssel. Verfügbar unter <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/FR%20-%20PSR%20in%20France%2004-2015%20v1.pdf>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Ferraro, G. (2015, Februar): EDF France modernization program for the existing NPPs. OECD/NEA Workshop Innovations in Water-cooled Reactor Technologies, Paris. Verfügbar unter <https://www.oecd-nea.org/ndd/workshops/innovtech/presentations/documents/i-3-ferraro.pdf>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Godfree, R. C. & Murray, B. R. (2014). Invasive Species: Plants. In R. C. Godfree (Hrsg.), *Encyclopedia of Agriculture and Food Systems. Invasive Species: Plants* (S. 66–77). Elsevier.
- Grolleau, E.; Jouve, A.-C. & Kanamori, S. (2015, November): French Post-Fukushima Complementary Assessments. General Approach and Resulting Safety Improvements for the High Flux Reactor located in Grenoble. Eurosafe, Brüssel. Verfügbar unter [https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/Eurosafe2015/Seminar1/1.01\\_Post-Fukushima\\_Grolleau.pdf](https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/Eurosafe2015/Seminar1/1.01_Post-Fukushima_Grolleau.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) (2015a): Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents. Current State of Knowledge. Verfügbar unter [https://www.edp-open.org/images/stories/books/fullId/Nuclear\\_Power\\_Reactor\\_Core\\_Melt\\_Accidents.pdf](https://www.edp-open.org/images/stories/books/fullId/Nuclear_Power_Reactor_Core_Melt_Accidents.pdf), zuletzt abgerufen am 31.01.2018.
- Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) (2015b): Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France in 2014. IRSN's Position. Verfügbar unter [http://www.irsn.fr/EN/publications/technical-publications/Documents/IRSN-Report\\_Safety-Radiation-Protection-NPP-France-2014.pdf](http://www.irsn.fr/EN/publications/technical-publications/Documents/IRSN-Report_Safety-Radiation-Protection-NPP-France-2014.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) (2017): Corrosion des vases d'expansion des groupes électrogènes de secours à moteur Diesel de plusieurs réacteurs de 1300 MWe (Note d'Information). Verfügbar unter [http://www.irsn.fr/FR/Actualites\\_presse/Actualites/Documents/IRSN\\_NI-20171120\\_ESS2-Paluel-groupes-electrogenes-de-secours-Diesel.pdf](http://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Actualites/Documents/IRSN_NI-20171120_ESS2-Paluel-groupes-electrogenes-de-secours-Diesel.pdf), zuletzt abgerufen am 31.01.2018.
- Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) (2018): Non-tenue au séisme des groupes électrogènes de secours à moteur Diesel des réacteurs n°3 et 4 de la centrale nucléaire du Bugey (Note d'Information). Verfügbar unter [http://www.irsn.fr/FR/Actualites\\_presse/Actualites/Documents/IRSN\\_NI-20180110\\_ESS2-Bugey-groupes-electrogenes-de-secours-Diesel.pdf](http://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Actualites/Documents/IRSN_NI-20180110_ESS2-Bugey-groupes-electrogenes-de-secours-Diesel.pdf), zuletzt abgerufen am 13.02.2018.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2003): External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants (IAEA Safety Standards Series - Safety Guide No. NS-G-1.5), Vienna, Austria. Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1721\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1721_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2004): Design of the reactor coolant system and associated systems in nuclear power plants (IAEA Safety Standards Series - Safety Guide NS-G-1.9), Vienna. Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1187\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1187_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2006): Fundamental safety principles (IAEA Safety Standards Series - Safety Fundamentals SF-1), Vienna, Austria. Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1273\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1273_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.

- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2007): Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants against Sabotage (IAEA Nuclear Security Series - Technical Guidance No. 04), Vienna, Austria. Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1271\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1271_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2008): Preventive and Protective Measures against Insider Threats (IAEA Nuclear Security Series - Implementing Guide No. 8), Vienna, Austria. Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1359\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1359_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2010): Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (IAEA Safety Standards Series - Specific Safety Guide SSG-9), Vienna, Austria.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2011a): Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (IAEA Safety Standards Series - Specific Safety Guide SSG-18), Vienna, Austria.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2011b): Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5) (IAEA Nuclear Security Series - Recommendations No. 13), Vienna, Austria. Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1481\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1481_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2012): Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities (IAEA Nuclear Security Series - Technical Guidance No. 16), Vienna, Austria. Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1505\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1505_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2013): Objective and Essential Elements of a State's Nuclear Security Regime. Nuclear Security Fundamentals (IAEA Nuclear Security Series No. 20), Vienna, Austria. Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1590\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1590_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2014a): Design Basis Threat (DBT), IAEA. Verfügbar unter <http://www-ns.iaea.org/security/dbt.asp?s=4>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2014b): Nuclear security recommendations on radioactive material and associated facilities (IAEA Nuclear Security Series - Recommendations No. 14), Vienna, Austria. Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1487\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1487_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2016a): Design of Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants (IAEA Safety Standards Series - Specific Safety Guide SSG-39), Vienna, Austria. Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1694\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1694_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2016b): IAEA Safety Glossary. Terminology Used In Nuclear Safety And Radiation Protection, Vienna, Austria.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2016c): Safety of Nuclear Power Plants: Design (IAEA Safety Standards Series - Specific Safety Requirements SSR-2/1 (Rev. 1)), Vienna, Austria.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2016d): Site Evaluation for Nuclear Installations (IAEA Safety Standards Series - Safety Requirements NS-R-3 (Rev. 1)), Vienna, Austria.
- International Atomic Energy Agency (IAEA) (2017): Safety aspects of nuclear power plants in human induced external events: general considerations (IAEA Safety Report Series No. 86). Verfügbar unter [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1721\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1721_web.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.



- Kerntechnischer Ausschuss (KTA) (2011): Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen. Fassung 2011-11. Verfügbar unter [http://www.kta-gs.de/d/regeln/2200/2201\\_1\\_r\\_2011\\_11.pdf](http://www.kta-gs.de/d/regeln/2200/2201_1_r_2011_11.pdf), zuletzt abgerufen am 31.01.2018.
- Küppers, Christian & Sailer, Michael (1986): Analyse des "Gemeinsamen zusammenfassenden Berichtes der DFK über die Sicherheit des französischen Kernkraftwerks Cattenom und des deutschen Kernkraftwerks Philippsburg 2". Darmstadt: Öko-Institut e.V. (Öko-Institut).
- Lheureux, Yves & Leclerc, Nathalie (2017): Sûreté nucléaire : l'ANCCLI dénonce un système de gouvernance qui se dégrade. Dossier de Presse. Association nationale des comités et commissions locales d'information (ANCCLI).
- Libman, I. (1996): Elements of nuclear safety. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN).
- Löffler, H.; Mildenerger, O. Sogalla, M. & Stahl, T. (2012): Aktualisierung der Quelltermbibliothek des Entscheidungshilfesystems RODOS für Ereignisse im Leistungsbetrieb - Vorhaben 3609S60009 (Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Hrsg.) (Ressortforschungsberichte zur kerntechnischen Sicherheit und zum Strahlenschutz BfS-RESFOR-48/12). Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS). Verfügbar unter <http://nbn-resolving.de/urn:nbn:de:0221-201202017259>, zuletzt abgerufen am 31.01.2018.
- Majer, Dieter (2012): Abschlussbericht zum Stresstest für das Kernkraftwerk Cattenom. Ministerium für Gesundheit Luxemburg; Ministerium für Umwelt, Energie und Verkehr des Saarlandes; Ministerium für Wirtschaft, Klimaschutz, Energie und Landesplanung Rheinland-Pfalz.
- Marignac, Yves (2008): Nuclear power, the great illusion. Promises, setbacks and threats. Verfügbar unter <http://www.global-chance.org/IMG/pdf/G25englishFinal.pdf>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Mariotte, Frédéric (2014, März): Nuclear security in France: role of cooperation to enhance security culture. EU High-level Event on "International cooperation to enhance a worldwide nuclear security culture", Amsterdam. Verfügbar unter <https://ec.europa.eu/assets/jrc/events/20140320-nuclear-security/20140320-nuclear-security-mariotte.pdf>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Mertins, Manfred (2016): Risiken des grenznahen AKW Cattenom. Auftraggeber: Bundestagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen, Köln.
- Ministry of Trade and Industry (2008): Nuclear Energy Act. 990/1987 (342/2008). Verfügbar unter <https://www.finlex.fi/en/laki/kaannokset/1987/en19870990>, zuletzt abgerufen am 31.01.2018.
- National Academy of Sciences (NAS) (2006): Safety and security of commercial spent nuclear fuel storage. Public report (National Academies Press), Washington D.C.
- Neles, J. M. & Pistner, C. (Hrsg.) (2012): Kerntechnik. Eine Technik für die Zukunft? (Technik im Fokus). Berlin, Heidelberg: Springer Vieweg.
- Nicaise, Norbert (2013, Juni): FRANCE Post-Fukushima activities. 18th Meeting of the Technical Working Group on Advanced Technologies for LWRs, Vienna, Austria. Verfügbar unter <https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2013/2013-06-18-06-20-TWG-NPTD/28-france-postfukushima.pdf>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- OECD Nuclear Energy Agency (NEA) (2001): Inspection of Maintenance on Safety systems during NPP operation. Committee on Regulatory Activities (CNRA), Working Group on Inspection Practices (WGIP) (NEA/CNRA/R(2001)6).
- Pascucci-Cahen, Ludivine & Patrick, Momal (2012, November): Massive radiological releases profoundly differ from controlled releases. Eurosafe, Brüssel. Verfügbar unter <https://www.eurosafe-forum.org/eurosafe2012>, zuletzt abgerufen am 31.01.2018.

- Pistner, Christoph; Brettner, Mathias; Küppers, Christian; Kurth, Stephan & Mohr, Simone (2012): Analyse der Ergebnisse des EU-Stresstest der Kernkraftwerke Fessenheim und Beznau. Teil 1: Fessenheim. Darmstadt: Öko-Institut e.V. (Öko-Institut); Physikerbüro Bremen (PhB).
- Pistner, Christoph & Küppers, Christian (2015): Sicherheitsstatus des Kernkraftwerks Fessenheim. Aktualisierung der Analyse der Ergebnisse des EU-Stresstests des Kernkraftwerks Fessenheim. Darmstadt: Öko-Institut e.V. (Öko-Institut).
- Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) (2013a): Provisions For Internal And External Hazards At A Nuclear Facility (Guide YVL B.7), Helsinki. Verfügbar unter <https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLB-7>, zuletzt abgerufen am 31.01.2018.
- Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) (2013b): Safety design of a nuclear power plant (Guide YVL B.1), Helsinki. Verfügbar unter <https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLB-1>, zuletzt abgerufen am 31.01.2019.
- Raimond, E.; Bonnet, J.-M.; Cenerino, G.; Pichereau, F.; Dubreuil, F. & van-Dorselaere, J. P. (2011, November): Continued efforts to improve the robustness of the French Gen II PWRs to the risks of severe accidents. Safety assessment and research activities. Eurosafe, Paris. Verfügbar unter [https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/Eurosafe2011/1\\_1\\_%20E%20Raimond\\_French\\_PWRs%20slides.pdf](https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/Eurosafe2011/1_1_%20E%20Raimond_French_PWRs%20slides.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Rat der Europäischen Union (2014a): Richtlinie 2013/59/Euratom des Rates vom 5. Dezember 2013 zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung und zur Aufhebung der Richtlinien 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom und 2003/122/Euratom (Amtsblatt der Europäischen Union L 13/1). Verfügbar unter <http://eur-lex.europa.eu/legal-content/DE/TXT/PDF/?uri=CELEX:32013L0059&from=DE>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Rat der Europäischen Union (2014b): Richtlinie des Rates 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen (Amtsblatt der Europäischen Union L 219/42).
- Roi des Belges (2011): Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires (Moniteur belge 21.12.2011, ed. 5, p. 80011). Verfügbar unter <http://www.ejustice.just.fgov.be/eli/arrete/2011/11/30/2011206225/justel>, zuletzt abgerufen am 31.01.2018.
- Sailer, Michael (1991): Gutachten über Sicherheitsprobleme der französischen 1300 MW Baureihe im Zusammenhang mit dem Kernkraftwerk Cattenom. Darmstadt: Öko-Institut e.V. (Öko-Institut).
- Stevenson, J. D. (1984). Summary and comparison of current U.S. regulatory standards and foreign standards. Nuclear Engineering and Design 79 (2), S. 145–160. Verfügbar unter <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/0029549384902322>, zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Venot, R.; Loiseau, O. & Cheval, K. (2004, November): Protection of facilities against sabotage - General approaches and studies in France. Eurosafe Forum, Berlin. Verfügbar unter [https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/pe\\_110\\_24\\_1\\_5\\_03\\_protection\\_of\\_facilities\\_against\\_sabotage.pdf](https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/pe_110_24_1_5_03_protection_of_facilities_against_sabotage.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Voss, Werner & Demolins, L. (2012, November): European Ad Hoc Group on Nuclear Security (AHGNS). July 2011 - June 2012 Findings and Conclusions. Eurosafe, Brüssel. Verfügbar unter [https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/Eurosafe2012/Seminar%204/04\\_01%20pres%20Eurosafe%20FR-DE%20fin.pdf](https://www.eurosafe-forum.org/sites/default/files/Eurosafe2012/Seminar%204/04_01%20pres%20Eurosafe%20FR-DE%20fin.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.
- Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) (2013): Safety of new NPP designs. Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG. Verfügbar unter <http://www.wenra.org/>

media/filer\_public/2013/08/23/rhwg\_safety\_of\_new\_npp\_designs.pdf, zuletzt abgerufen am 18.05.2017.

Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) (2014a): WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. Verfügbar unter [http://www.wenra.org/media/filer\\_public/2014/09/19/wenra\\_safety\\_reference\\_level\\_for\\_existing\\_reactors\\_september\\_2014.pdf](http://www.wenra.org/media/filer_public/2014/09/19/wenra_safety_reference_level_for_existing_reactors_september_2014.pdf), zuletzt abgerufen am 10.10.2017.

Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) (2014b): Issue F: Design Extension of Existing Reactors. Guidance for the WENRA Safety Reference Levels for existing Reactors in their update in relation to lessons learned from the TEPCO Fukushima Dai-Ichi accident. Verfügbar unter [http://www.wenra.org/media/filer\\_public/2014/10/28/wenra-rhwg\\_guidance\\_on\\_issue\\_f.pdf](http://www.wenra.org/media/filer_public/2014/10/28/wenra-rhwg_guidance_on_issue_f.pdf), zuletzt abgerufen am 21.06.2017.

Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) (2015): Issue T: Natural Hazards Head Document. Guidance for the WENRA Safety Reference Levels for Natural Hazards introduced as lesson learned from TEPCO Fukushima Dai-Ichi accident.

Westinghouse Electric Corporation (Westinghouse) (1984): The westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant, Pittsburgh, Pennsylvania.