

# **Studie zu den Sicherheitsdefiziten des Schweizer AKW Leibstadt (Defizit-Studie KKL)**

erstellt von

Prof. Dr.-Ing. habil. Manfred Mertins<sup>1</sup>

TH Brandenburg

---

<sup>1</sup> Spargelweg 5, 51143 Köln  
+49 (0) 1723847051  
[manfred.mertins@unitybox.de](mailto:manfred.mertins@unitybox.de)  
[manfred.mertins@th-brandenburg.de](mailto:manfred.mertins@th-brandenburg.de)

## Vorwort

Das Atomkraftwerk Leibstadt (AKW KKL) in der Schweiz, ausgerüstet mit einem Siedewasserreaktor der Firma General Electric (elektrische Leistung 1220 MW), ging Ende 1984 in Betrieb. Es befindet sich auf dem Gebiet der Gemeinde Leibstadt (Kanton Aargau) am Rhein nahe der Aare-Mündung und der deutschen Grenze bei Waldshut-Tiengen.

Das KKL nähert sich somit einer Betriebszeit von 40 Jahren, also einer Zeit, die für die Anlagen aus dieser Zeit als Auslegungsgrenze maßgeblich war /IAEA 2007<sup>2</sup>. Während der Errichtungszeit ereignete sich am 28. März 1979 der Reaktorunfall im AKW Three Mile Island in den USA. Erkenntnisse aus diesem Unfall konnten noch im gewissen Umfang in der Errichtungsphase der Anlage KKL Berücksichtigung finden. Erkenntnisse aus den Atomkatastrophen in Tschernobyl in der ehemaligen Sowjetunion (26. April 1986) und Fukushima in Japan (11. März 2011), die jeweils zu erheblichen Verschärfungen bestehender Sicherheitsanforderungen führten, konnten dagegen nicht in die Auslegung einfließen, stellen aber jetzt den Maßstab für einen erforderlichen Sicherheitsstandard für die in Betrieb befindlichen AKW dar. Dies gilt insbesondere auch für den Fall, dass ein Betrieb von KKL über die ursprüngliche Zeit von 40 Jahren hinaus beabsichtigt ist.

Mit der Studie sollen die Sicherheitsanforderungen, die aktuell an AKW zu stellen sind, aufgelistet und mit dem derzeitigen Sicherheitsstand von KKL abgeglichen werden.

Orientierung für die aktuell anzuwendenden Sicherheitsanforderungen bilden die geltenden kerntechnischen Regelwerke in der Schweiz und in einigen westeuropäischen Ländern mit in Betrieb befindlichen AKW sowie die Anforderungen an den European Pressurized Reactor (EPR), soweit sie den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentieren. Weiterhin sind die diesbezüglichen Empfehlungen der IAEA<sup>3</sup> heranzuziehen.

---

<sup>2</sup> Siehe auch /IAEA 2002/: „The nuclear power plants built in this period (period of the nineteen-sixties to eighties), will reach the end of their planned life in the near future. Since these plants were initially designed for 30–40 years of operation, utilities operating such NPPs will now have to consider whether they will shutdown, decommission, and replace the plants reaching the end of their planned life, or refurbish the plants and extend their original design life.”

<sup>3</sup> IAEA - International Atomic Energy Agency

Insbesondere sollen aber auch die von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA<sup>4</sup>) im September 2014 veröffentlichten und in 2021 aktualisierten „WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors“ /WENRA 2021/ herangezogen werden.

In die Bewertung der Störfallsicherheit des KKL soll auch die Erfahrung aus dem Betrieb des KKL selbst einbezogen werden.

Im Weiteren sind Aussagen bezüglich der Sicherheit neuer Reaktorkonzepte wie z.B. EPR, ESBWR, AP1000 zu treffen. Die neuen Reaktordesigns sind zwar technisch auf einem neuen Stand, können wohl aber die bisherigen Probleme der Kernenergie nicht grundsätzlich lösen.

Im Abgleich mit den Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik werden für das KKL Defizite festgestellt, sie betreffen insbesondere die Anforderungen an das Gestaffelte Sicherheitskonzept, wobei alle Sicherheitsebenen betroffen sind.

Die im AKW KKL bestehenden Defizite im Abgleich mit heute geltenden Anforderungen an die technische Gestaltung von sicherheitstechnischen Einrichtungen werden durch Mängel im Sicherheitsmanagement weiter verstärkt.

Unter dem Gesichtspunkt eines geplanten Betriebes des KKL über die ursprüngliche Zeit von 40 Jahren hinaus werden u.a. auch umfassende Analysen zu möglichen deutlichen Veränderungen meteorologisch bedingter Einwirkungen auf die Sicherheit des KKL für erforderlich gehalten.

Im vorliegenden Bericht werden in den Kapiteln 2 und 3 die Anforderungen abgeleitet, die nach Stand von Wissenschaft und Technik einer Sicherheitsbewertung von in Betrieb befindlichen Anlagen zu Grunde zu legen sind. Nach einer Kurzbeschreibung des AKW KKL (Kapitel 4) werden in Kapitel 6 Defizite beim AKW KKL gegenüber dem Stand von Wissenschaft und Technik diskutiert. In Kapitel 7 erfolgt eine Analyse der Betriebserfahrung auf der Grundlage gemeldeter Vorkommnisse. Der Bericht schließt ab mit zusammenfassenden Aussagen zum Stand der Sicherheit des KKL (Kapitel 8). Kapitel 5 beschäftigt sich mit Fragen zur Sicherheit und Wirtschaftlichkeit neuer Reaktorkonzepte.

Köln, August 2021

---

<sup>4</sup> WENRA - Western European Nuclear Regulators Association

## Inhalt

<b>1</b>	<b>Erläuterung des Auftrags der Schweizerischen Energie-Stiftung SES zur Durchführung der Studie zu den Sicherheitsdefiziten des Schweizer AKW Leibstadt (Defizit-Studie KKL).....</b>	<b>7</b>
<b>2</b>	<b>Anforderungen an die Sicherheit bei in Betrieb befindlichen AKW .....</b>	<b>8</b>
2.1	Anwendung des Standes von Wissenschaft und Technik bei den Anforderungen an die Sicherheit von in Betrieb befindlichen AKW .....	8
2.2	Übersicht über sicherheitsrelevante Regeln und Richtlinien zur Definition des Standes von Wissenschaft und Technik bei den Anforderungen an die Sicherheit von AKW bei in Betrieb befindlichen AKW .....	21
<b>3</b>	<b>Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik.....</b>	<b>25</b>
3.1	Anforderungen an das Defence-in-Depth Konzept (Gestaffeltes Sicherheitskonzept) .....	25
3.2	Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen .....	29
3.2.1	Naturbedingte Einwirkungen.....	32
3.2.2	Zivilisationsbedingte Einwirkungen .....	36
3.3	Sicherheitsebene 3 (Beherrschung von Auslegungstörfällen) .....	40
3.3.1	Einzelfehlerkonzept .....	41
3.3.2	Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache (Common Cause Failure – CCF) .....	45
3.3.3	Unabhängigkeit von Sicherheitseinrichtungen .....	49
3.3.4	Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen .....	51
3.4	Sicherheitsebene 4 (auslegungsüberschreitende Anlagenzustände) .....	52
3.4.1	Generelle Anforderungen an die 4. Sicherheitsebene .....	52
3.4.2	Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen (Sicherheitsebene 4a) .....	56
3.4.3	Kernschmelzphänomene (Sicherheitsebene 4b).....	57
3.5	Einzelaspekte eines Betriebs über die Auslegungszeit von 40 Jahren hinaus (LTE) .....	59

<b>4</b>	<b>Kurzcharakteristik des Schweizer AKW Leibstadt .....</b>	<b>60</b>
4.1	Überblick über Betriebs- und Sicherheitssysteme .....	62
4.2	Angaben zu den Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes .....	75
<b>5</b>	<b>Bewertung sicherheitstechnischer Aspekte neuer Reaktordesigns (wie EPR, ESBWR, AP1000) .....</b>	<b>78</b>
<b>6</b>	<b>Existierende Abweichungen von aktuell geforderten Sicherheitsanforderungen bei KKL .....</b>	<b>91</b>
6.1	Zur Frage der Definition des „Standes der Nachrüsttechnik“ .....	92
6.2	Konsequente Sicherstellung des Gestaffelten Sicherheitskonzepts (Defence-in-Depth), insbesondere Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsebenen.....	94
6.3	Sicherstellung der Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsstränge durch konsequente Trennung der entsprechenden Komponenten.....	96
6.4	Durchgängigkeit des Einzelfehlerkonzepts für alle sicherheitsrelevanten Systeme, wenn erforderlich auch unter Berücksichtigung des Instandhaltungsfalls (n+2 Ausführung) .....	98
6.5	Widerstandsfähigkeit sicherheitsrelevanter Systeme gegen anlagenexterne (wie Erdbeben, Überflutung, Flugzeugabsturz) und anlageninterne (wie Feuer, Überflutung) redundanz-übergreifende Einwirkungen. ....	101
6.5.1	Anlagenexterne übergreifende Einwirkungen.....	101
6.5.2	Anlageninterne übergreifende Einwirkungen.....	112
6.5.3	Zusammenfassung wesentlicher Kritiken zum Sachverhalt „Widerstandsfähigkeit sicherheitsrelevanter Systeme gegen anlagenexterne (wie Erdbeben, Überflutung, Flugzeugabsturz) und anlageninterne (wie Feuer, Überflutung) redundanz-übergreifende Einwirkungen.“ .....	115
6.6	Erhöhung bzw. Vervollständigung des Umfangs des anlageninternen Notfallschutzes. ....	116
6.7	Zur Rolle der PSA bei der Feststellung eines ausreichenden Sicherheitsniveaus.....	120

<b>7</b>	<b>Erkenntnisse aus dem Betrieb von KKL .....</b>	<b>123</b>
7.1	Meldepflichtige Ereignisse .....	123
7.2	Weitere sicherheitsrelevante Erfahrungen aus dem Betrieb des KKL ....	127
<b>8</b>	<b>Zusammenfassende Aussagen zum Stand der Sicherheit des KKL</b>	<b>132</b>
<b>9</b>	<b>Literatur .....</b>	<b>138</b>

**Anhang 1: EPR aircraft crashes /ASN 2000/**

**Anhang 2: Übersicht über die Fußnoten in Bild 4 /WENRA 2013/**

**Anhang 3: Ausführungen zur Frage der Leittechnik im KKL**

**Anhang 4: Ausführungen zum Sachverhalt RDB Versprödung**

**Anhang 5: Einzelfehler bei passiven Komponenten**

**Anhang 6: Abkürzungsverzeichnis**

## **1 Erläuterung des Auftrags der Schweizerischen Energie-Stiftung SES zur Durchführung der Studie zu den Sicherheitsdefiziten des Schweizer AKW Leibstadt (Defizit-Studie KKL)**

Das KKL wurde in 1984 in Betrieb genommen. Es nähert sich einer Betriebszeit von 40 Jahren, also einer Zeit, die für die Anlagen aus dieser Zeit als Auslegungsgrenze maßgeblich war /IAEA 2007/. Während der Errichtungszeit ereignete sich am 28. März 1979 der Reaktorunfall im AKW Three Mile Island in den USA. Erkenntnisse aus diesem Unfall konnten noch im gewissen Umfang in der Errichtungsphase der Anlage KKL Berücksichtigung finden. Erkenntnisse aus den Atomkatastrophen in Tschernobyl in der ehemaligen Sowjetunion (26. April 1986) und Fukushima in Japan (11. März 2011), die jeweils zu erheblichen Verschärfungen bestehender Sicherheitsanforderungen führten, konnten dagegen nicht unmittelbar in die Auslegung einfließen, stellen aber aktuell den Maßstab für einen erforderlichen Sicherheitsstandard für die in Betrieb befindlichen AKW dar. Dies gilt insbesondere auch für den Fall, dass ein Betrieb über die projektierte Lebensdauer von 40 Jahren (Life time extension - LTE) hinaus beabsichtigt ist.

Mit der Studie sollen folgende Fragen bearbeitet werden:

„Wie unterscheiden sich das Schweizer AKW vom aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik (dem Evolutionary Pressurised Reactor EPR, ESBWR oder vergleichbare Modelle) und vom aktuellen Stand der Nachrüstungstechnik für ältere AKW (internationale Standards für Redundanz, Diversität, usw.)? Welche Lücken bestehen und welche Relevanz für die Sicherheit haben sie? Welche Schwächen bestehen darüber hinaus (Zustand des RDB, Erdbebensicherheit, Hochwasserschutz usw.)? Wie steht es insbesondere um die Alterung der Materialien gemäss neuesten Erkenntnissen? Welche Massnahmen aus den Fukushima-Stresstests wurden bis heute nicht umgesetzt, welche Bedeutung haben sie? Welche Mängel haben selbst die neusten Reaktordesigns die der EPR, ESBWR, AP1000? Was müsste an diesen weiterentwickelt werden?“<sup>5</sup>

Orientierung für die aktuell anzuwendenden Sicherheitsanforderungen bilden die geltenden kerntechnischen Regelwerke in der Schweiz und in einigen westeuropäischen Ländern mit in Betrieb befindlichen AKW wie in den Niederlanden, Belgien, Deutschland, Finnland und Frankreich sowie die Anforderungen an den European Pressurized Reactor (EPR), soweit sie den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentieren.

---

<sup>5</sup> Gemäß SES Pflichtenheft vom 14.12.2020

Weiterhin sind die diesbezüglichen Empfehlungen der IAEA heranzuziehen. Insbesondere sollen aber auch die von WENRA im September 2021 veröffentlichten „WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors“ /WENRA 2021/ zum Abgleich herangezogen werden.

In die Bewertung der Störfallsicherheit von KKL soll auch die Auswertung der mit dem KKL gewonnenen Betriebserfahrung einbezogen werden.

Im Weiteren sind Aussagen bezüglich der Sicherheit neuer Reaktorkonzepte wie z.B. EPR, ESBWR, AP1000 zu treffen.

## **2 Anforderungen an die Sicherheit bei in Betrieb befindlichen AKW**

### **2.1 Anwendung des Standes von Wissenschaft und Technik bei den Anforderungen an die Sicherheit von in Betrieb befindlichen AKW**

Seitens IAEA ist gefordert, dass über die gesamte Betriebsdauer eines AKW ein Höchstmaß an Sicherheit, das vernünftigerweise erreichbar ist, praktiziert wird<sup>6</sup> /IAEA 2006, dort Sicherheitsprinzip 5/.

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

Der Stand der Wissenschaft und Technik als Technikstandard stellt die höchste Form eines zu erreichenden Sicherheitsniveaus dar. Es kommt dabei auf die derzeitigen menschlichen Erkenntnisse an, eben nicht nur auf das derzeit in Normen niedergelegte Wissen oder das gegenwärtig Realisierte und Machbare.

---

<sup>6</sup> “Protection must be optimized to provide the highest level of safety that can reasonably be achieved.”  
/IAEA 2006/



Im internationalen Rahmen sind von der IAEA die „IAEA Safety Standard Series“<sup>7</sup> entwickelt worden, die insbesondere nach dem Unfall im japanischen AKW Fukushima einer intensiven Überprüfung und Fortschreibung unterzogen wurden. Die „IAEA Safety Standard Series“ sind als Empfehlungen zu Anforderungen an die Sicherheit von AKW<sup>8</sup> an die IAEA Mitgliedstaaten anzusehen und stellen den internationalen Konsens zu Anforderungen an die Sicherheit von AKW dar.

Im europäischen Rahmen sind von WENRA die „WENRA Safety Issues“ /WENRA 2021/ entwickelt worden. Die „WENRA Safety Issues“ basieren inhaltlich auf den Empfehlungen der „IAEA Safety Standard Series“. Die „WENRA Safety Issues“ sind als ein harmonisierter europäischer Sicherheitsstandard für AKW anzusehen. In der EU Sicherheitsdirektive /EU 2014/ werden demgemäß die „WENRA Safety Issues“ /WENRA 2021/ als Bezugsmaß für den zu gewährleistenden Stand der Sicherheit von AKW und dessen regelmäßiger Bewertung verstanden<sup>9</sup>, wie auch von ENSREG<sup>10</sup> beschrieben.

Inhaltlich untersetzt sind die „WENRA Safety Issues“ durch die sog. WENRA Reference Level (WENRA Ref.-Level)<sup>11</sup> /WENRA 2021/. Gegenwärtig sind in WENRA die für die Genehmigung und Aufsicht von Atomkraftwerken zuständigen Behörden aus insgesamt 18 europäischen Ländern (WENRA Mitglieder), u.a. auch aus der Schweiz, vertreten.

In der Vienna Declaration on Nuclear Safety /IAEA 2015/ ist das zu erreichende Schutzniveau für (neue) Reaktoren beschrieben: „New nuclear power plants are to be designed, sited, and constructed, consistent with the objective of preventing accidents in the

---

<sup>7</sup> <http://www-ns.iaea.org/standards/>

<sup>8</sup> Wenn hier im Bericht von der Sicherheit von AKW gesprochen wird sind dabei auch immer die Anforderungen an die Sicherheit der Brennelementlagerung mit einbegriffen.

<sup>9</sup> /EU 2014/, dort insb. (Nr. 17 – Beschreibung des den „WENRA Safety Issues“ zu Grunde liegende Defence-in-Depth Konzept als „anerkannte Grundsätze der gestaffelten Sicherheit“), (Nr. 23 – „Das zu prüfende gemeinsame spezifische technische Thema sollte auf der Grundlage der von WENRA festgelegten Sicherheitsreferenzniveaus...ausgewählt werden.“)

<sup>10</sup> ENSREG – European Nuclear Safety Regulators Group (independent, expert advisory group created in 2007 following a decision of the European Commission)  
„In the frame of review of the nuclear safety framework, the Council of the European Union adopted an amendment to the 2009 Nuclear Safety Directive on 8 July 2014 (Directive 2014/87/Euratom). The amendment takes account of the lessons learned from the Fukushima nuclear accident, EU nuclear stress tests, and the safety requirements of the Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) and the international Atomic Energy Association (IAEA).“ (<http://www.ensreg.eu/news/amended-nuclear-safety-directive>)

<sup>11</sup> Es existieren zu insgesamt 19 sicherheitsrelevanten Themen („Issues“) WENRA Ref.-Level

commissioning and operation and, should an accident occur, mitigating possible releases of radionuclides causing long-term off site contamination and avoiding early radioactive releases or radioactive releases large enough to require long-term protective measures and actions." In Bezug auf in Betrieb befindliche Reaktoren heisst es weiter: „Comprehensive and systematic safety assessments are to be carried out periodically and regularly for existing installations throughout their lifetime in order to identify safety improvements that are oriented to meet the above objective. Reasonably practicable or achievable safety improvements are to be implemented in a timely manner.”

Zur Gewährleistung des Schutzniveaus unter Berücksichtigung der Entwicklung von Sicherheitsanforderungen heisst es in den Safety Requirements SSR 2/1 (Rev. 1) /IAEA 2016/ in 1.1: „Requirements for nuclear safety are intended to ensure “the highest standards of safety that can reasonably be achieved” for the protection of workers, the public and the environment from harmful effects of ionizing radiation that could arise from nuclear power plants and other nuclear facilities. It is recognized that technology and scientific knowledge advance, and that nuclear safety and the adequacy of protection against radiation risks need to be considered in the context of the present state of knowledge.”

Somit lassen sich die Anforderungen hinsichtlich eines für Atomkraftwerke (AKW) zu erreichenden Schutzniveaus aus internationaler Sicht wie folgt beschreiben:

- Für neue AKW gelten Mindestanforderungen, wie sie in den IAEA Safety Standards, z.B. in den Specific Safety Requirements SSR 2/1 (Rev. 1) /IAEA 2016/ angegeben sind.
- Für bestehende AKW ist ein zielorientiertes Vorgehen zur Ermittlung des erforderlichen Nachrüstbedarfs im Abgleich mit dem Schutzniveau für neue AKW anzuwenden. Erforderliche Nachrüstmaßnahmen sollen in angemessener Zeit, während der Lebensdauer des jeweiligen AKW („life time“), durchgeführt werden.
- Insofern jedoch beabsichtigt ist, den Betrieb eines AKW über die Lebensdauer („life time“) hinaus zu betreiben („live time extension“-LTE) wäre das für neue AKW angegebene Schutzniveau zu erreichen.

Aktuell werden in Europa in Frankreich (Flamanville), Großbritannien (Hinkley Point) und in Finnland (Olkiluoto) AKW errichtet, die auf einem aus sicherheitstechnischer Sicht

weiterentwickelten Reaktortyp beruhen. Es handelt sich dabei um einen Druckwasserreaktor des Typs EPR. Der EPR verfügt über ein sog. evolutionäres Sicherheitskonzept und wird auch als Reaktor der 3. (Sicherheits-) Generation (Generation III(+)) von AKW bezeichnet /GRS 2012/. Ein beim EPR eingebauter Core-Catcher soll dem Auffangen und Abkühlen einer Kernschmelze im Niederdruckbereich dienen. Unter Berücksichtigung dieser Entwicklung und weiterer Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von bisher als auslegungsüberschreitend eingestuften Anlagenzuständen kann man davon ausgehen, dass die Anforderungen, die für das Sicherheitskonzept des EPR /ASN 2000/ gelten, als dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend in Frankreich anzusehen sind.

Im finnischen kerntechnischen Regelwerk<sup>12</sup> /STUK 2019/ sind im Vergleich zu den o.g. Anforderungen vergleichbare Anforderungen an die zu gewährleistende Sicherheit von AKW formuliert: „The safety of nuclear energy use shall be maintained at as high a level as practically possible“.

Im niederländischen kerntechnischen Regelwerk<sup>13</sup> /ANVS 2015/ findet man ebenfalls vergleichbare Anforderungen: „The Dutch Safety Requirements (DSR) describe the best technology currently available for new light water power reactors and research reactors. .... . Where existing reactors are concerned, the Safety Guidelines provide insight into the latest nuclear safety developments and insights to facilitate continuous improvement. Evaluation of a nuclear reactor’s safety in the light of the best technology currently available may warrant action to improve nuclear safety, insofar as such action may reasonably be expected.“

Im belgischen kerntechnischen Regelwerk /FANC 2011/ ist 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,

---

<sup>12</sup> In Finnland befindet sich ein weiterer EPR in Errichtung.

<sup>13</sup> Das niederländische Regelwerk wird hier herangezogen, da es insbesondere von der IAEA einer Prüfung unterzogen wurde und von der IAEA eine entsprechende Würdigung erfahren hat: „An IAEA team has reviewed the draft DSR and has put forward various recommendations which, for the most part, have been implemented in the definitive DSR. The review’s final conclusion was that the content of the guidelines meets a high safety standard.“ /ANVS 2015/

zu Technologien, bei der Forschung und bei internationalen Vorschriften zu Grunde zu legen sind: „En complément des études de sûreté nucléaire réalisées dans d'autres cadres, l'objectif d'une révision périodique est de réaliser une évaluation systématique de la sûreté nucléaire d'une installation, et plus particulièrement :..... - les évolutions intervenues au niveau des normes de sûreté nucléaire, de la technologie, de la recherche et développement, ainsi que de la réglementation internationale;”

In Deutschland sind in 2013 die “Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke” /BMU 2015/ veröffentlicht worden. In Bezug auf die Anwendung des Standes von Wissenschaft und Technik zur Bewertung der Sicherheit bestehender Anlagen heißt es dort: „Die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ gelten für Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität (Kernkraftwerke). Sie enthalten grundsätzliche und übergeordnete sicherheitstechnische Anforderungen im Rahmen des untergesetzlichen Regelwerks, welche der Konkretisierung der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage nach § 7 Absatz 2 Nummer 3 des Atomgesetzes (AtG) sowie von Anforderungen nach § 7d AtG dienen.“

Die in der Schweiz geltenden grundsätzlichen Anforderungen an die nukleare Sicherheit sind im Kernenergiegesetz /KEG 2021/ angegeben. Nach Art. 4 /KEG 2021/ gilt, dass im Sinne der Vorsorge alle Vorkehrungen zu treffen sind, die gemäß Absatz 3a) nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendig sind. In Art. 5 /KEG 2021/ ist gefordert: “Bei der Auslegung, beim Bau und beim Betrieb der Kernanlagen sind Schutzmaßnahmen nach international anerkannten Grundsätzen zu treffen“.

Weiter erfolgen mit der Kernenergieverordnung /KEV 2019/ Präzisierungen, u.a.

- In Artikel 36 dahingehend, dass „Der Bewilligungsinhaber die Entwicklung der fachbezogenen Wissenschaft, insbesondere Erkenntnisse aus der Forschung, zu verfolgen und zu prüfen hat und inwieweit daraus Erkenntnisse für die Sicherheit seiner Anlage abgeleitet werden können.“

- In Artikel 34 dahingehend, dass hier der „Langzeitbetrieb“ angesprochen wird, also ein Betrieb der Anlage über die projektierte (ursprüngliche) Lebensdauer von 40 Jahren hinaus.<sup>14</sup>

Die Frage nach erforderlichen Anpassungen bestehender AKW an den aktuellen Stand der Anforderungen an die Sicherheit von AKW wird in der Schweiz dahingehend beantwortet, dass es nach Art. 22, Absatz 2g /KEG 2021/ zu den allgemeinen Pflichten des Bewilligungsinhabers gehört, „die Anlage soweit nach[zu]rüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüstungstechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist“. Hinsichtlich dessen was unter einem „Stand der Nachrüsttechnik“ zu verstehen sei wird auf spätere Ausführungen in diesem Bericht verwiesen.

Als grundlegende Schutzanforderung an den Betrieb von AKW unter Einbeziehung aller Maßnahmen und Einrichtungen des gestaffelten Sicherheitskonzepts<sup>15</sup> gilt nach /IAEA 2016/:

„Plant event sequences that could result in high radiation doses or in a large radioactive release have to be ‘practically eliminated’<sup>16</sup> and plant event sequences with a significant frequency of occurrence have to have no, or only minor, potential radiological consequences. An essential objective is that the necessity for off-site protective actions to mitigate radiological consequences be limited or even eliminated in technical terms, although such measures might still be required by the responsible authorities.”

Diese grundlegende Schutzanforderung ist maßgeblich für die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit und gilt nach /IAEA 2016/ generell für die in Errichtung befindlichen AKW. In Bezug auf bestehende AKW gelten die zur Erreichung dieses Ziels

---

<sup>14</sup> Art. 34, Absatz 4 /KEG 2019/: „Für die Zeit nach dem vierten Betriebsjahrzehnt ist als Bestandteil der PSÜ zusätzlich ein Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb nach Artikel 34a einzureichen.“

<sup>15</sup> Das Gestaffelte Sicherheitskonzept bildet die sicherheitstechnische Grundlage bei Auslegung und Betrieb von AKW. Aufbau und Funktionsweise des Gestaffelten Sicherheitskonzepts sind im WENRA/RHWG Report „Safety of new NPP designs“, March 2013 /WENRA 2013/ und in /IAEA 2016/ umfassend beschrieben.

<sup>16</sup> “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.” /IAEA 2016/, see also Practical Elimination Applied to New NPP Designs - Key Elements and Expectations, A RHWG Report for the attention of WENRA, 19. September 2019 /WENRA 2019/

maßgeblichen Anforderungen als Prüfmaßstab und somit als Maßstab für entsprechende Nachrüstungen<sup>17</sup>. Vergleichbare Anforderungen sind in der „Vienna Declaration on Nuclear Safety“ der IAEA angegeben<sup>18</sup> /IAEA 2015/.

Die Frage der praktischen Anwendung dieses Prüfmaßstabes auf bestehende AKW war Gegenstand intensiver Befassungen bei WENRA. Von Bedeutung hierzu ist ein WENRA Papier von Ende März 2017 mit dem Titel “Timely Implementation of Reasonably Practicable Safety Improvements to Existing Nuclear Power Plants” /WENRA 2017/<sup>19</sup>. Demnach sind bei den sich in Betrieb befindlichen AKW solche Bewertungsmaßstäbe anzuwenden, die in Bezug auf die Anforderungen an die Sicherheit von AKW jeweils dem aktuellen Stand entsprechen. Hierzu sind eben auch die in Bild 1 angegebenen „modern standards including new reactors“ zu zählen. Für die in Betrieb befindlichen AKW besteht somit die Aufgabe, diesen Anforderungen zu entsprechen. Für den Fall demgegenüber gegebenenfalls vorhandener Abweichungen sind entsprechende Nachrüstkonzepte zu entwickeln und, soweit angemessen und erreichbar, praktisch umzusetzen.

---

<sup>17</sup> Sh. hierzu in /IAEA 2016/, 2.11; in /EU 2014/, Article 8a und Article 8c; in /ASN 2000/, A1.1 d)

<sup>18</sup> “1. New nuclear power plants are to be designed, sited, and constructed, consistent with the objective of preventing accidents in the commissioning and operation and, should an accident occur, mitigating possible releases of radionuclides causing long-term off site contamination and avoiding early radioactive releases or radioactive releases large enough to require long-term protective measures and actions.  
2. Comprehensive and systematic safety assessments are to be carried out periodically and regularly for existing installations throughout their lifetime in order to identify safety improvements that are oriented to meet the above objective. Reasonably practicable or achievable safety improvements are to be implemented in a timely manner.” /IAEA 2015/

<sup>19</sup> Dieses Papier dient der Interpretation von Article 8a der EU Nuclear Safety Directive /EU 2014/

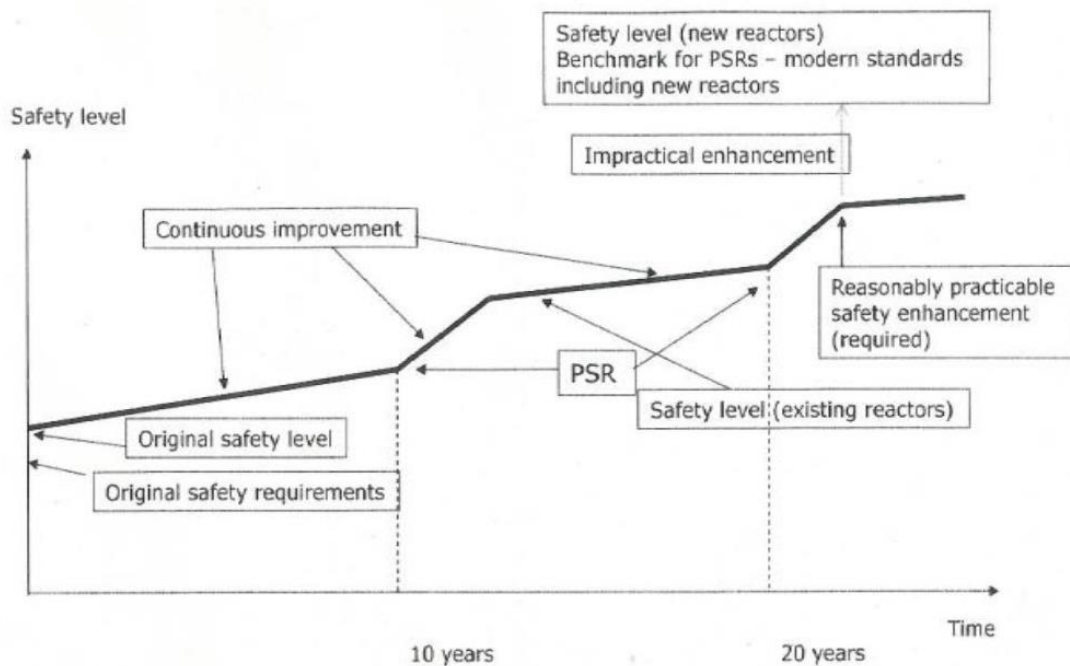


Bild 1: Konzept der kontinuierlichen sicherheitstechnischen Verbesserung bestehender AKW (Bild 1 wurde /WENRA 2017/ entnommen. „PSR“ steht für „Periodic Safety Review“)

In vergleichbarer Weise äußert sich die IAEA in den „Safety Standards Series“<sup>20</sup>. In Bezug auf die Anwendung der aktuell von der IAEA empfohlenen Sicherheitsanforderungen /IAEA 2016/ auf bestehende AKW wird, wie auch bei WENRA, ausgeführt, dass die Bewertung der Sicherheit des jeweiligen AKW sich an den aktuellen Sicherheitsanforderungen orientieren soll: “For the safety analysis of such designs<sup>21</sup>, 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.” /IAEA 2016, dort 1.3/.

<sup>20</sup> “Requirements for nuclear safety are intended to ensure the highest level of safety that can reasonably be achieved for the protection of workers, the public and the environment from harmful effects of ionizing radiation arising from nuclear power plants and other nuclear facilities. It is recognized that technology and scientific knowledge advance, and that nuclear safety and the adequacy of protection against radiation risks need to be considered in the context of the present state of knowledge. Safety requirements will change over time; this Safety Requirements publication reflects the present consensus.” /IAEA 2016, dort 1.1/

<sup>21</sup> Gemeint sind hier die sich in Betrieb befindlichen AKW.

In der eben zitierten Unterlage von WENRA /WENRA 2017/ wird zur Erläuterung von „reasonably practicable“ ausgeführt:

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

Aus den Darlegungen folgt, dass als Maßstab für die Bewertung der Sicherheit der in Betrieb befindlichen AKW die Standards heranzuziehen sind, die dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Gegebenenfalls vorbleibende Abweichungen von diesem Maßstab wären sicherheitstechnisch zu bewerten und die entsprechenden Risiken auszuweisen. Vergleichbare Anforderungen sind im aktuellen Bericht der INRAG<sup>22</sup> „Risiken von Laufzeitverlängerungen alter Atomkraftwerke“ beschrieben.<sup>23</sup>

In die Bestimmung der Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik werden insbesondere einbezogen:

- der Internationale Stand der Anforderungen, repräsentiert durch die Empfehlungen der IAEA in den IAEA Safety Standards,
- der europäische Stand der Anforderungen, insbesondere repräsentiert durch die EU Sicherheitsdirektive /EU 2014/, die WENRA Ref.-Level für bestehende AKW /WENRA 2021/ sowie die WENRA-Anforderungen an neue AKW /WENRA 2013/,

---

<sup>22</sup> INRAG - International Nuclear Risk Assessment Group

<sup>23</sup> INRAG, Risiken von Laufzeitverlängerungen alter Atomkraftwerke April 2021, Revision 4 (editiert), Wien 2021



- die in der Schweiz sowie in einigen europäischen Ländern mit AKW (Frankreich /ASN 2000/, Belgien /FANC 2011/, Niederlande / ANVS 2015/, Finnland / STUK 2019/, Deutschland /BMU 2015/) geltenden Anforderungen.

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

Die Anforderungen an das zu erreichende Sicherheitsniveau für in Betrieb befindliche AKW lassen sich im Lichte der bisherigen Ausführungen allgemein wie folgt beschreiben:

- Für neue AKW gelten Mindestanforderungen, wie sie in den IAEA Safety Standards, z.B. in den Specific Safety Requirements SSR 2/1 (Rev. 1) /IAEA 2016/ angegeben sind.
- Für bestehende AKW ist ein zielorientiertes Vorgehen zur Ermittlung des erforderlichen Nachrüstbedarfs im Abgleich mit dem Schutzniveau für neue AKW anzuwenden. Erforderliche Nachrüstmaßnahmen sollen in angemessener Zeit, während der Lebensdauer des jeweiligen AKW („life time“), durchgeführt werden.
- Insofern jedoch beabsichtigt ist, den Betrieb eines AKW über die ursprüngliche Lebensdauer („life time“) hinaus zu betreiben („live time extension“) wäre das für neue AKW angegebene Schutzniveau nachzuweisen.
- Das grundlegende, und somit als Sicherheitsmaßstab dienende Sicherheitsziel lautet gemäß EU-Sicherheitsdirektive /EU 2014, dort Artikel 8a/:  
 „Die Mitgliedstaaten stellen sicher, dass der nationale Rahmen für die nukleare Sicherheit vorschreibt, dass kerntechnische Anlagen mit dem Ziel ausgelegt, errichtet, in Betrieb genommen, betrieben und stillgelegt werden und ihr Standort mit dem Ziel zu wählen ist, Unfälle zu vermeiden und im Fall eines Unfalls dessen Auswirkungen abzumildern und Folgendes zu vermeiden:
  - a) frühe Freisetzungen von radioaktivem Material, die anlagenexterne Notfall-schutzmaßnahmen erfordern würden, für deren Umsetzung nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht;
  - b) große Freisetzungen von radioaktivem Material, die Schutzmaßnahmen erfordern würden, die weder örtlich noch zeitlich begrenzt werden könnten.“

- Gemäß Artikel 8a(2b) der EU-Sicherheitsdirektive /EU 2014/ sollen bei bestehenden AKW, soweit erforderlich, zur Erfüllung des in Artikel 8a angegebenen Sicherheitsziels „vernünftigerweise durchführbare Sicherheitsverbesserungen“ erfolgen. Der Rahmen zur Bestimmung „vernünftigerweise durchführbarer Sicherheitsverbesserungen“ ist von WENRA in /WENRA 2017/ angegeben.
- Für die Bewertung des Standes der Sicherheit bestehender AKW sowie die Bestimmung erforderlicher Nachrüstmaßnahmen sind die aktuellen, den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentierenden Standards anzuwenden.

Nach WENRA /WENRA 2017/ sollen die „modern standards including new reactors“ bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) bei den in Betrieb befindlichen AKW als Maßstab für ein nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliches Sicherheitsniveau herangezogen werden. In der Schweiz hingegen wird für die bestehenden AKW als ein dementsprechender Maßstab der „Stand der Nachrüsttechnik“ /KEG 2021/ genannt.

Bezüglich der Frage, inwieweit die Nachrüstanforderung „Stand der Nachrüsttechnik“ mit der Anforderung, ein in Betrieb befindliches AKW mit dem Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich der Anforderungen an die Sicherheit kompatibel wäre verweist ENSI auf die folgenden Sachverhalte<sup>24</sup>:

- AKW wären in der Schweiz in einem Umfang nachzurüsten, dass sie möglichst weitgehend an den Stand von Wissenschaft und Technik angenähert sind. Dabei soll die Nachrüstungsanforderung jedoch nur soweit greifen als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig wäre.  
ENSI stellt fest, dass ein bestehender Reaktor nicht vollständig auf den Stand neuer Reaktoren nachgerüstet werden könne.
- Für die Nachrüstung bestehender AKW in der Schweiz gelten grundsätzlich die gleichen Sicherheitsziele wie für die Auslegung neuer AKW mit der Einschränkung, dass deren Anwendung auf die bestehenden AKW wirksam und angemessen wären.

---

<sup>24</sup> Sh. hierzu Ausführungen von ENSI zur Frage 2 „Anforderungen an Sicherheit“ im Technischen Forum Kernkraftwerke“, Januar 2013

- Nachrüstung von AKW in der Schweiz ist immer notwendig, wenn sie sich aus der internationalen Praxis ergibt: „Die Sicherheit eines bestehenden AKW muss in jedem Fall entsprechend der internationalen Praxis bezüglich der Nachrüstung verbessert werden“.

## **Zur Rolle der PSÜ**

Nach Auffassung von WENRA (Reference Level P1.3 und 1.4 /WENRA 2021/ muß der Genehmigungsinhaber mittels der PSÜ: „identify and evaluate the safety significance of deviations from applicable current safety standards and internationally recognised good practices taking into account operating experience, relevant research findings, and the current state of technology.“ Es ist auch gefordert: „All reasonably practicable improvement measures shall be implemented by the licensee as a result of the review.“

Konkreter wird der bei der PSÜ anzuwendende Bewertungsmaßstab bei WENRA /WENRA 2011/ angegeben. Es heißt dort: „In periodic safety reviews for existing reactors, WENRA safety objectives for new nuclear power plants and other relevant modern standards should be used as a reference with the aim of identifying reasonably practicable safety enhancements.“

In den Ländern, bei denen die Laufzeit von AKW im Rahmen der Genehmigung begrenzt ist, erfolgen Entscheidungen zur Laufzeitverlängerung (LTE) nach Erreichen der genehmigten Laufzeit, die in der Regel 40 Jahre beträgt /IAEA 2007/.

In der Schweiz ist die Laufzeit von AKW in den jeweiligen Genehmigungen nicht begrenzt. Über einen weiteren Betrieb des AKW über einen Zeitraum von 10 Jahren wird hier jeweils auf der Grundlage der Ergebnisse einer periodisch, jeweils nach 10 Jahren, stattfindenden Sicherheitsüberprüfung seitens der zuständigen Behörde entschieden. Die Forderung nach Erhöhung der Sicherheit bei den AKW, bei denen eine kontinuierliche Laufzeitverlängerung im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen bis hin zur projektierten Lebensdauer erfolgt, gründet sich auf eine stufenweise Sicherheitsverbesserung, auch mit dem Ziel einer Angleichung an den Stand der Sicherheit von Neuanlagen /WENRA 2017/.

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

- der Betrieb des AKW den Bedingungen der Genehmigung entspricht und

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

Periodische Sicherheitsüberprüfungen dienen daher idealerweise nicht nur der Bestätigung eines vorhandenen Sicherheitsniveaus, sondern sollen auch definitive Maßnahmen zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus ausweisen /IAEA 2013/.

Die Forderung nach Erhöhung der Sicherheit bei den Anlagen, bei denen eine Laufzeitverlängerung auf der Grundlage von Ergebnissen periodischer Sicherheitsüberprüfungen erfolgen soll, gründet sich auf eine kontinuierliche Sicherheitsverbesserung mit dem Ziel einer Angleichung an den Stand der Sicherheit von Neuanlagen. Nach dieser Logik von IAEA und WENRA müsste auch bei dem zur Diskussion stehenden KKL nach 40 Jahren Betriebszeit,<sup>25</sup> für den Fall einer Laufzeitverlängerung (LTE), also für einen Betrieb über 40 Jahre hinaus, ein Sicherheitsniveau ausgewiesen werden, dass dem Sicherheitszustand einer Neuanlage entspricht<sup>26</sup>. Verbleibende Abweichungen zum aktuellen Stand der Anforderungen sind auszuweisen und bezüglich des Risikobeitrages in Bezug auf das zu erreichende grundlegende Sicherheitsziel zu bewerten.<sup>27</sup>

In der Schweiz hingegen gilt hinsichtlich der Nachrüstforderung KEG, Art. 22, 2g: Der Bewilligungsinhaber muss „die Anlage soweit nachrüsten, als dies nach der Erfahrung

---

<sup>25</sup> Der Auslegung der AKW wurde eine Betriebszeit von 30 bis 40 Jahren zu Grunde gelegt. „Generally, for the initial licences, the design life was conservatively established by the principal designers in the Member State of origin, taking into account the knowledge and the economical considerations at that time. Design life was defined in the time span of 30 to 40 years. The national regulatory bodies either explicitly defined this time in the licences or issued the operating licences without a time specification (time unlimited operating life)“ /IAEA 2007/.

<sup>26</sup> Sh. hierzu eine Verlautbarung der französischen Behörde ASN zur Frage der Laufzeitverlängerung der 900MW Reaktoren: „EdF wishes to extend the operating life of its reactors currently in service well beyond forty years, the service life posited at their initial design stage. In the future, this fleet would function alongside new EPR or equivalent type reactors, meeting considerably strengthened safety requirements. The continued operation of the current reactors beyond forty years must therefore be examined taking account of the existence of safer technology. There are then two objectives. The licensee must first of all demonstrate the compliance of the reactors with the applicable regulations, more specifically by analysing and processing the problems of equipment ageing and obsolescence. It must also improve their level of safety with respect to the requirements applicable to the new reactors.“ /The ASN (Nuclear Safety Authority) Report on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2015, March 2016./

<sup>27</sup> WENRA RL P1.3: The review shall *identify and evaluate the safety significance of deviations from applicable current safety standards and internationally recognised good practices taking into account operating experiences, relevant research findings, and the current state of technology*“ /WENRA 2021/.

und dem Stand der Nachrüstungstechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist.“

Offen bleibt somit die Frage was unter dem „Stand der Nachrüsttechnik“ einzuordnen wäre. Das Anforderungsprofil „Stand der Nachrüsttechnik“ genießt ein Alleinstellungsmerkmal. Es sind keine Quellen bekannt, die dieses Anforderungsprofil näher definieren. Selbst das ENSI sagt dazu: „Es ist dem ENSI angesichts der Unterschiedlichkeit der einzelnen AKW und der jeweiligen Standortbedingungen nicht gelungen, den Begriff („Stand der Nachrüsttechnik“) zu definieren.“ /ENSI 2020/

Nach internationalem Verständnis sind, wie bereits erläutert, einer Sicherheitsbewertung die nach Stand von Wissenschaft und Technik anzuwendenden Sicherheitsanforderungen zu Grunde zu legen. Die Zustimmung für ein AKW über die ursprünglich vorgesehene Laufzeit von 40 Jahren hinweg zu betreiben hängt aber auch von den Ergebnissen einer Überprüfung in Bezug auf dessen aktuellen Alterungszustand, der Alterungsprognose für die beabsichtigte Laufzeitverlängerung sowie von den sicherheitsgerichteten Bedingungen, die für die Laufzeitverlängerung zu erreichen und zu erfüllen sind, ab.

## **2.2 Übersicht über sicherheitsrelevante Regeln und Richtlinien zur Definition des Standes von Wissenschaft und Technik bei den Anforderungen an die Sicherheit von AKW bei in Betrieb befindlichen AKW**

### **Internationaler Stand**

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

Diesbezügliche hohe Anforderungen werden durch die IAEA Fundamental Safety Principles /IAEA 2006/ und durch die Vienna Declaration on Nuclear Safety /IAEA 2015/ für die Anwendung, unabhängig davon, ob es sich um in Betrieb oder in Errichtung befindliche AKW handelt, zur Anwendung vorgegeben.

Das Defence-in-Depth Sicherheitskonzept dient den Safety Standards der IAEA als sicherheitstechnische Grundlage, wobei hier insbesondere die die Auslegung von AKW betreffenden "Specific Safety Requirements, SSR-2/1 (Rev. 1), Safety of Nuclear Power Plants: Design" von 2016 /IAEA 2016/ in den jeweiligen „shall“-Formulierungen als Bewertungsmaßstab heranzuziehen sind. Weitere wichtige Standards sind u.a. die General Safety Requirements, GSR Part 4 (Rev. 1) /IAEA 2016a/ sowie die Specific Safety Requirements, SSR-2/2 (Rev. 1) /IAEA 2016b/. In diesen Standards sind Vorgaben zur Durchführung von Bewertungen der Sicherheit von AKW sowie zur Durchführung ihres Betriebes formuliert.

Speziell zur Frage eines Betriebs über die ursprüngliche Lebensdauer hinaus werden in den Standards „Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants“ /IAEA 2018/ und „Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants“ /IAEA 2013/ konkrete Anleitungen zur Erreichung eines hohen Sicherheitsniveaus für die betroffenen Anlagen beschrieben. Weitere IAEA Safety Standards werden weiter unten in Bezug genommen.

### **Europäischer Stand**

Mit Bezug auf die WENRA-Ref. Level /WENRA 2021/ hat die EU die „RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM“ /EU 2014/ (EU-Sicherheitsdirektive) zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen in Europa veröffentlicht. Die Anforderungen an die Implementierung und den Erhalt des Defence-in-Depth Sicherheitskonzepts im Anlagenbetrieb bilden in der EU-Sicherheitsdirektive einen inhaltlichen Schwerpunkt zur Gewährleistung der Sicherheit von AKW.

In der EU-Sicherheitsdirektive /EU 2014/ werden die von WENRA entwickelten und nach dem Unfall im japanischen AKW aktualisierten WENRA Ref.-Level /WENRA 2021/ als Bezugsmaß für den zu gewährleistenden Stand der Sicherheit von AKW und dessen regelmäßiger Bewertung beschrieben. Die WENRA Ref.-Level sind als ein harmonisierter europäischer Sicherheitsstandard für AKW anzusehen.

Von Bedeutung in Bezug auf die Bestimmung eines Anforderungsprofils sind weiterhin die „European Utility Requirements for LWR nuclear power plants“ (EUR) /EUR 2012/<sup>28</sup>.

---

<sup>28</sup> Mittlerweile wird auf [EUR - Welcome \(europeanutilityrequirements.org\)](http://europeanutilityrequirements.org) über die Rev. E berichtet, jedoch ist die Rev. E der EUR nicht verfügbar.

Die EUR sind auf Initiative 15 europäischer Stromversorgungsunternehmen als einheitlicher Sicherheitsrahmen für neu zu errichtende AKW entwickelt worden.

### **Stand in der Schweiz**

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

- Kernenergiegesetz (KEG) vom 21. März 2003 (Stand am 1. Januar 2021) /KEG 2021/
- Kernenergieverordnung (KEV) vom 10. Dezember 2004 (Stand am 1. Februar 2019) /KEV 2019/

Von Bedeutung sind aber auch ENSI-Richtlinien zu einzelnen sicherheitstechnischen Sachverhalten, wie z.B.

- ENSI-A01/d, Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen /ENSI 2018/
- ENSI-A03/d, Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken /ENSI 2018a/
- ENSI-B01/d, Alterungsüberwachung /ENSI 2011/
- ENSI-B12/d, Notfallschutz in Kernanlagen /ENSI 2019b/
- ENSI-G01/d, Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke /ENSI 2011a/
- ENSI-G02/d, Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke /ENSI 2019a/

Weiterhin von Bedeutung sind Verlautbarungen des ENSI zu sicherheitstechnischen Fragestellungen im Rahmen des "Technischen Forums Kernkraftwerke".

## Stand in weiteren europäischen Ländern<sup>29</sup>

- Frankreich
  - "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear pressurized water plant units" adopted during plenary meetings of the GPR and German experts on the 19 and 26 October 2000 /ASN 2000/
  - NPP Periodic Safety Reviews (PSR) in France, French Nuclear Safety Authority (ASN), ENSREG workshop, April 2015 /ASN 2015/
  - Guide de l'ASN n°22 : Conception des réacteurs à eau sous pression /ASN 2017/
- Finnland
  - Safety design of a nuclear power plant (Guide YVL B.1) /STUK 2019/
  - Provisions for internal and external hazards at a nuclear facility (Guide YVL B.7) /STUK 2019a/
- Niederlande
  - Safety Guidelines. Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors and DSR /ANVS 2015/
- Deutschland
  - „Sicherheitsanforderungen an AKW“ vom 3. März 2015 /BMU 2015/
- Belgien
  - Roi des Belges (2011): Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires /FANC 2011/

---

<sup>29</sup> Hier wurden insbesondere herangezogen die Länder, die den EPR errichten (Frankreich, Finnland) und über ein LTE Programm verfügen (Frankreich, Finnland, Belgien, Niederlande). Deutschland ist gewählt worden, weil trotz Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie ein neues Regelwerk entwickelt wurde.



### **3 Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik**

#### **3.1 Anforderungen an das Defence-in-Depth Konzept (Gestaffeltes Sicherheitskonzept)**

Als Konsequenzen aus Atomkatastrophen in AKW, insbesondere aus den Unfällen in Three Mile Island in den USA (März 1979), Tschernobyl in der ehemaligen Sowjetunion (April 1986) und in Fukushima in Japan (März 2011) wurden wichtige sicherheitstechnische Anforderungen zur Verbesserung der bis dahin angewendeten Sicherheitskonzepte von AKW entwickelt und veranlasst. Diese Anforderungen betreffen eine deutliche Verstärkung von Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Einrichtungen und Maßnahmen auf allen Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts zum Schutz der jeweils vorhandenen Spaltproduktbarrieren. Im Fokus stehen hier

- die Verbesserung der Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung von Störfällen z.B. durch Sicherstellung der erforderlichen Redundanz auch für den Fall von Instandhaltungen sowie durch Maßnahmen zum Schutz redundanter Sicherheitseinrichtungen gegen den Ausfall aus gemeinsamer Ursache (z.B. anlageninterne Brände oder Überflutungen).
- die Gewährleistung der Wirksamkeit aller Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts für den Fall anlagenexterner übergreifender Einwirkungen wie Erdbeben, Überflutungen, Flugzeugabsturz. In den diesbezüglichen Sicherheitsnachweisen sollen auch auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen einbezogen werden.
- die Sicherstellung der Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene mit dem Ziel des praktischen Ausschlusses<sup>30</sup> unzulässiger radiologischer Auswirkungen auch im Falle von Kernschmelzunfällen durch Maßnahmen und Einrichtungen des präventiven und mitigativen

---

<sup>30</sup> Das Eintreten eines Ereignisses oder Ereignisablaufs oder Zustands kann als ausgeschlossen angesehen werden, wenn das Eintreten physikalisch unmöglich ist oder wenn mit einem hohen Maß an Aussage-sicherheit das Eintreten als extrem unwahrscheinlich angesehen werden kann. Wörtlich in /IAEA 2016/: „The possibility of certain conditions occurring is considered to have been practically eliminated if it is physically impossible for the conditions to occur or if the conditions can be considered with a high level of confidence to be extremely unlikely to arise.”

anlageninternen Notfallschutzes u.a. zum Ausschluss des Hochdruckversagens des Reaktordruckbehälters unter Bedingungen des Kernschmelzens.

Im Gestaffelten Sicherheitskonzept sollen die Sicherheitsebenen unabhängig voneinander wirksam sein. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 dürfen grundsätzlich nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden. Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme. Fehler in Hilfs- und Versorgungssystemen dürfen die Erfüllung von Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigen.

Unter Beachtung aktueller Erkenntnisse lassen sich die Sicherheitsanforderungen für die in Betrieb befindlichen AKW den folgenden Sicherheitsebenen im Defence-in-Depth Konzept zuordnen (Bild 2):

Levels of defence in depth	Objective	Essential means	Associated plant condition categories (for explanation - not part of original table)
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation	Normal operation
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	Anticipated operational occurrences
Level 3	Control of accident within the design basis	Engineered safety features and accident procedures	Design basis accidents (postulated single initiating events)
Level 4	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents	Complementary measures and accident management	Multiple failures Severe accidents
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive material	Off-site emergency response	

Bild 2: Sicherheitsebenen im Defence-in-Depth Konzept für in Betrieb befindliche Anlagen /WENRA 2013/<sup>31</sup>

In der weiteren Entwicklung des Defence-in-Depth Konzeptes sind die bisher der 4. Sicherheitsebene zugeordneten Anlagenzustände mit dem Ziel der Erhöhung der Anlagensicherheit bei neuen Reaktoren weiter konkretisiert worden. Es sind die Zustände, die sich aus einem (angenommenen) Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen entwickeln würden, nun der Sicherheitsebene 3 (3b) zugeordnet worden (Bild 3). Die Anforderungen an die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3b sind gerichtet auf die wirksame und zuverlässige Beherrschung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände (insb. Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen) und orientieren sich an denen der bisherigen (Teil-) Sicherheitsebene 4a. Kernschmelzzustände verbleiben auf der Sicherheitsebene 4.

---

<sup>31</sup> Die Ebene 4 wird manchmal unterteilt in die Teilebene 4a (Maßnahmen und Einrichtungen des präventiven Notfallschutzes- ohne schweren Kernschaden) und 4b (Maßnahmen und Einrichtungen des mitigativen Notfallschutzes- mit schwerem Kernschaden), z.B. auch in der Schweiz (<https://www.ensi.ch/de/2013/07/04/das-prinzip-der-gestaffelten-sicherheitsvorsorge/>)

Levels of defence in depth	Objective	Essential means	Radiological consequences	Associated plant condition categories
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation, control of main plant parameters inside defined limits	No off-site radiological impact (bounded by regulatory operating limits for discharge)	Normal operation
Level 2	Control of abnormal operation and failures	Control and limiting systems and other surveillance features		Anticipated operational occurrences
Level 3 <sup>(1)</sup>	3.a Control of accident to limit radiological releases and prevent escalation to core melt conditions <sup>(2)</sup>	Reactor protection system, safety systems, accident procedures	No off-site radiological impact or only minor radiological impact <sup>(4)</sup>	Postulated single initiating events
	3.b	Additional safety features <sup>(3)</sup> , accident procedures		Postulated multiple failure events
Level 4	Control of accidents with core melt to limit off-site releases	Complementary safety features <sup>(3)</sup> to mitigate core melt, Management of accidents with core melt (severe accidents)	Off-site radiological impact may imply limited protective measures in area and time	Postulated core melt accidents (short and long term)
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive material	Off-site emergency response  Intervention levels	Off site radiological impact necessitating protective measures <sup>(5)</sup>	-

Bild 3: Sicherheitsebenen im Defence-in Depth Konzept nach Stand von Wissenschaft und Technik, zu realisieren bei den in Bau befindlichen neuen Anlagen /WENRA 2013/ (Übersicht über die Fußnoten siehe Anhang)

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

Die Sicherheitsebene 3 dient der Beherrschung der der Auslegung zugrunde zu legenden Auslegungsstörfälle und bildet die wesentliche Grundlage des Nachweises des

praktischen Ausschlusses von nuklearen Schäden. Der praktische Ausschluss selbst ist u.a. durch diversitäre, redundante, qualitativ hochwertige und wiederkehrend geprüfte Sicherheitsvorkehrungen unzweifelhaft zu gewährleisten.

In der 4. Sicherheitsebene sind solche Maßnahmen und Einrichtungen vorzusehen, die für den Fall einer nicht anforderungsgerechten Wirksamkeit der 3. Sicherheitsebene noch so wirksam sind, dass das Sicherheitsziel der EU Sicherheitsdirektive /EU 2014/, nämlich das eines praktischen Ausschlusses von

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

b) großen Freisetzungen von radioaktivem Material, die Schutzmaßnahmen erfordern würden, und die weder örtlich noch zeitlich begrenzt werden könnten

erreicht werden kann.

### **3.2 Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen**

Letztlich hat der Unfall im AKW Fukushima in Japan mit großer Deutlichkeit gezeigt, dass externe naturbedingte Einwirkungen über ein hohes Potential zur gleichzeitigen Beeinträchtigung aller Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts eines AKW verfügen. Ein robustes Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen ist deshalb von besonderer Bedeutung für die Sicherheit von AKW.

Externe (naturbedingte und zivilisationsbedingte) Einwirkungen sind

- als Lastannahmen bei der Auslegung von Maßnahmen und Einrichtungen zum Schutz der erforderlichen Sicherheitseinrichtungen und
- als mögliche Auslöser für anlageninterne Störfälle

zu berücksichtigen.

Entsprechende Anforderungen sind in den Safety Standards der IAEA in /IAEA 2016, dort Requirement 17/ angegeben. Eine Auflistung von Anforderungen an die bei der Auslegung von AKW zu berücksichtigenden externen Einwirkungen, u.a. Erdbeben,

Überflutung, Flugzeugabsturz, enthält /IAEA 2016c/<sup>32</sup>. Speziell in Bezug auf die Auslegung gegen naturbedingte Einwirkungen ist in /IAEA 2016/ gefordert, dass cliff-edge Effekte ausgeschlossen sein sollen<sup>33</sup>.

In Übereinstimmung mit den Empfehlungen der IAEA fordert WENRA im Ref.-Level E5.2 die Berücksichtigung anlagenexterner Einwirkungen, einschließlich möglicher Kombinationen mit internen Einwirkungen<sup>34</sup> (WENRA Ref.-Level E6.1, WENRA Ref.-Level TU1 und 2), bei der Auslegung von AKW. Nach WENRA Ref.-Level F2.2 und TU6 sollen auch auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen in die Betrachtungen einbezogen werden. In Ref.-Level F3.1 und TU6.3 ist gefordert, dass solche Sicherheiten in Bezug auf die Auslegung gegen externe Einwirkungen vorhanden sein müssen, dass „cliff-edge“<sup>35</sup> Effekte – für DEC-A und DEC-B<sup>36</sup> – ausgeschlossen werden können. Ähnlich gelagerte Anforderungen in Bezug auf die Einwirkung „Erdbeben“ enthalten auch die EUR /6, dort 2.1.5.3.1/.

In der Schweiz ist der Umfang der bei der Auslegung von AKW zu berücksichtigenden externen Einwirkungen in /KEV 2019, Artikel 8, 4bis/ geregelt. Präzisierung hierzu enthält die Richtlinie ENSI-G02/d /ENSI 2019a/.

Nach /KEV 2019/ gilt: „Für die Auslegung einer Kernanlage nach Artikel 7 Buchstabe c ist bei den durch Naturereignisse ausgelösten Störfällen nach Absatz 3 jeweils von einem Naturereignis mit einer Häufigkeit von  $10^{-3}$  pro Jahr sowie einem Naturereignis mit

---

<sup>32</sup> In /IAEA 2016c/ sind die wesentlichen Anforderungen an Erdbeben aufgelistet unter 3.1-3.4, an Überflutung unter 3.18-3.32 und an Flugzeugabsturz unter 3.44-3.47.

<sup>33</sup> 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. /IAEA 2016/

<sup>34</sup> Kombinationen mehrerer zu unterstellender Einwirkungen von außen (z. B. Erdbeben, Hochwasser, Sturm, Blitz) untereinander oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit anlageninternen Ereignissen (z. B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Notstromfall). Diese Kombinationen müssen dann unterstellt werden, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund der Wahrscheinlichkeit und des Schadensausmaßes in Betracht zu ziehen ist.

<sup>35</sup> Cliff-edge: 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. /IAEA 2016/

<sup>36</sup> WENRA Ref. Level F1.2: F1.2 There are two categories of DEC:

- DEC A for which prevention of severe fuel damage in the core or in the spent fuel storage can be achieved;
- DEC B with postulated severe fuel damage.

einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr auszugehen. Zusätzlich zum auslösenden Naturereignis ist ein unabhängiger Einzelfehler anzunehmen.“

In Frankreich gelten generelle Anforderungen hinsichtlich der Berücksichtigung externer Einwirkungen beim Nachweis der Sicherheit von AKW /ASN 2012, Article 3.6/. In Bezug auf den in Errichtung befindlichen EPR gelten die Anforderungen in /ASN 2000, Kapitel A2.5, F2/.

In Finnland ist für AKW ein umfassendes Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen, speziell auch für den Fall eines Flugzeugabsturzes, gefordert /STUK 2019a, Kapitel 603, 4. d. und e./.

In Deutschland gelten ähnliche Anforderungen /BMU 2015, Kapitel 2.4 und 4.2/.

In den Niederlanden wird ebenfalls ein Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen gefordert: „Concept of protection against internal and external hazards“ / ANVS 2015, Artikel 2.5/. Im Anhang 2 dieser Regel („Requirements for provisions and protection against hazards“) werden die einzuhaltenden Anforderungen präzise angegeben, u.a. in 4.2.1.1 zu den Einwirkungen aus Erdbeben, in 4.2.1.2 zu den Einwirkungen aus Überflutungen und in 4.2.2.1 zu den Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz.

In Belgien sind im Regelwerk /FANC 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, tels que:“. Dazu zählen Erdbeben und Überflutungen, aber auch der Flugzeugabsturz: „- les inondations externes, - les séismes, ainsi que les événements résultant d'activités humaines tels que, - les chutes d'aéronefs“.

Zur Zeit der Designphase von AKW Ende 1960er/Mitte der 1970er Jahre waren die Anforderungen an die Sicherheit von AKW deutlich geringer als gegenwärtig. Infolgedessen sind bei den AKW, die jetzt etwa 40 Jahre und darüber in Betrieb sind z.B. deutliche Abweichungen hinsichtlich der Redundanz von Sicherheitssystemen, bei deren räumlicher Trennung, bei der seismischen Qualifizierung von Strukturen, Systemen und Komponenten sowie bei der Auslegung gegen interne übergreifende Einwirkungen wie schlagende Rohrleitungen, Überflutungen oder Brände im Vergleich zu gegenwärtigen Anforderungen festzustellen. Externe übergreifende Einwirkungen wie Erdbeben,

Überflutungen oder Flugzeugabsturz wurden nicht systematisch in die Auslegung einbezogen. Auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen wurden damit auch nicht systematisch in die Auslegung einbezogen. Deren Einbeziehung in die Bewertung des Sicherheitszustandes der in Betrieb befindlichen AKW entspricht jetzt aber dem Stand von Wissenschaft und Technik. Der von ENSREG nach dem Unfall in Fukushima in den Jahren 2011 und 2012 durchgeführte Stresstest bei europäischen AKW widmete sich u.a. dieser Fragestellung, wobei die Robustheit der AKW für Szenarien, unabhängig von den Wahrscheinlichkeiten, zu analysieren war.

Die eben angesprochenen AKW, also AKW aus der Designphase Ende 1960er/Mitte der 1970er Jahre, wurden zum Teil durch sog. (verbunkerte) autarke Notstandssysteme<sup>37</sup> nachgerüstet, die die vitalen Sicherheitsfunktionen auch in einem gewissen Umfang für auslegungsüberschreitende, und somit sehr seltene, externe Einwirkungen sowie für den Flugzeugabsturz wahrnehmen sollen. Notstandssysteme haben also die Aufgabe, die Anlagen bei sehr seltenen Einwirkungen von außen in einen sicheren Zustand zu überführen. Bei den älteren französischen 900MW AKW erfolgt diese Nachrüstung mit Notstandssystemen („Hardened Safety Core“) z.B. erst jetzt, im Zusammenhang mit einer geplanten Verlängerung der Laufzeit<sup>38</sup>.

Bei neueren AKW sind die Funktionen des Notstandssystems bereits Teil der Auslegung.

Die Anforderungen an die Auslegung von Notstandssystemen unterscheiden sich von denen der Sicherheitssysteme der Sicherheitsebene 3. Insofern dürfen Funktionen des Notstandssystems grundsätzlich nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden (weitere Ausführungen in Kapitel 4.1, hier „Sicherheitssysteme und Notstandssystem“).

### 3.2.1 Naturbedingte Einwirkungen

Die grundlegenden Anforderungen an die Berücksichtigung naturbedingter Einwirkungen bei Auslegung und Bewertung der Sicherheit von AKW sind in den IAEA Specific Safety Guides hinsichtlich Erdbeben im SSG-9 /IAEA 2010/ sowie zu meteorologisch bedingten Einwirkungen im SSG-18 /IAEA 2011/ beschrieben.

Dabei kommt den Trends bei den meteorologisch bedingten übergreifenden

---

<sup>37</sup> Notstandssystem im KKL „Special Emergency Heat Removal – SEHR“

<sup>38</sup> ASN (AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE), NUCLEAR POWER PLANTS GOING BEYOND 40 YEARS  
What are the conditions for the continued operation of EDF's 900 MWe reactors? FEBRUARY 2021



Einwirkungen (Überschwemmungen, Starkregen, Sturm, Trockenheit usw.) eine hohe Bedeutung zu, da der gegenwärtige, menschenverursachte Klimawandel vorgedachte Entwicklungen bezüglich Häufigkeit und Intensität der meteorologisch bedingten Einwirkungen bereits jetzt deutlich verstärkt. Im IAEA SSG-18 /IAEA 2011/ wird hierzu u.a. in 2.18 auf die Möglichkeit signifikanter klimatischer Veränderungen im Bereich des AKW Standortes sowie auf die Notwendigkeit deren Berücksichtigung bei der Bewertung der Anlagensicherheit hingewiesen<sup>39</sup>.

Die durch Starkregen vorwiegend in Deutschland aktuell verursachte Überschwemmungskatastrophe ist eine Naturkatastrophe mit schweren Hochwassern.<sup>40</sup> Viele Häuser wurden unterspült, von den Fluten mitgerissen und beschädigt; Straßen, Brücken und andere wichtige Infrastruktureinrichtungen wurden zerstört. Am stärksten betraf das Hochwasser das Rheingebiet. Nie zuvor gab es hier seit Beginn der Wetteraufzeichnungen so große Niederschlagsmengen.<sup>41</sup>

Im WENRA Ref.-Level TU4.2 /WENRA 2021/ ist konkret gefordert, dass AKW gegen externe Einwirkungen wie Erdbeben oder Überflutung mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr ausgelegt sein sollen<sup>42</sup>. Sofern sich z.B. erdbebenbedingte Einwirkungen in diesem Häufigkeitsbereich nicht mit hinreichender Aussagezuverlässigkeit ermitteln lassen, sollte mit ingenieurmäßigen Bewertungen deterministisch eine sichere Ereignisbeherrschung sowie eine hohe Robustheit ausgewiesen werden. Im Minimum soll dabei die Bodenbeschleunigung des Bemessungserdbebens 0,1g nicht unterschreiten, vorausgesetzt, dass standortbezogen nicht schon höhere Werte anzuwenden sind.

---

<sup>39</sup> 2.18. Climatic variability and climate change may have effects on the occurrence of extreme meteorological and hydrological conditions. Over the lifetime of an installation, it is possible that the climate at the site will undergo significant changes. /IAEA 2011/

<sup>40</sup> [https://de.wikipedia.org/wiki/Hochwasser\\_in\\_West-\\_und\\_Mitteleuropa\\_2021](https://de.wikipedia.org/wiki/Hochwasser_in_West-_und_Mitteleuropa_2021)

<sup>41</sup> <https://www.nationalgeographic.de/umwelt/2021/07/das-wetter-von-morgen-warum-hochwasser-in-deutschland-haeufiger-werden-koennten>

<sup>42</sup> TU4.2 "The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to external hazards. An exceedance frequency not higher than  $10^{-4}$  per annum<sup>92</sup>, shall be used for the design basis events. Where it is not possible to calculate these frequencies with an acceptable degree of certainty, an event shall be chosen and justified to reach an equivalent level of safety. For the specific case of seismic loading, as a minimum, a horizontal peak ground acceleration value of 0.1g (where 'g' is the acceleration due to gravity) shall be applied, even if its exceedance frequency would be below  $10^{-4}$  per annum.

For accidental airplane crashes and explosion blast waves a design basis event shall be defined to ensure a minimum protection of the plant". /WENRA 2021/

Um die Anforderung an die Bewertung der Unsicherheiten zu erfüllen ist nach /IAEA 2010, dort 2.6/ eine systematische Erfassung der aleatorischen<sup>43</sup> und epistemischen<sup>44</sup> 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 meteorologisch bedingten Einwirkungen siehe bspw. Specific Safety Guide SSG-18 der IAEA /IAEA 2011, dort 2.34/). Im WENRA Ref.-Level TU3.3 /WENRA 2021/ werden in diesem Zusammenhang konkrete Anforderungen an die erforderlichen standortbezogenen Gefährdungsanalyse gestellt:

- „The hazard assessment shall be based on all relevant site and regional data. Particular attention shall be given to extending the data available to include events beyond recorded and historical data.
- Special consideration shall be given to hazards whose severity changes during the expected lifetime of the plant.
- 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 berücksichtigenden naturbedingten Einwirkungen wird im WENRA Ref.-Level TU4.3 /WENRA 2021/ 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 (WENRA Ref.-Level TU5), dass alle Maßnahmen und Einrichtungen, die zur Erfüllung der grundlegenden („fundamental“) Sicherheitsfunktionen erforderlich sind, gegen externe Einwirkungen auszulegen sind. Konkret sind gemäß WENRA Ref.-Level E8.3 /WENRA 2021/ zur Ereignisbeherrschung nur solche Maßnahmen und Einrichtungen zu belasten, die nach den Anforderungen des WENRA Safety Issue G /WENRA 2021/ entsprechend qualifiziert sind. In Bezug auf nichtqualifizierte Maßnahmen und Einrichtungen ist zu gewährleisten, dass durch solche Maßnahmen

---

<sup>43</sup> Aleatorisch-vom Zufall abhängige

<sup>44</sup> Epistemisch-erkenntnistheoretisch bedingte

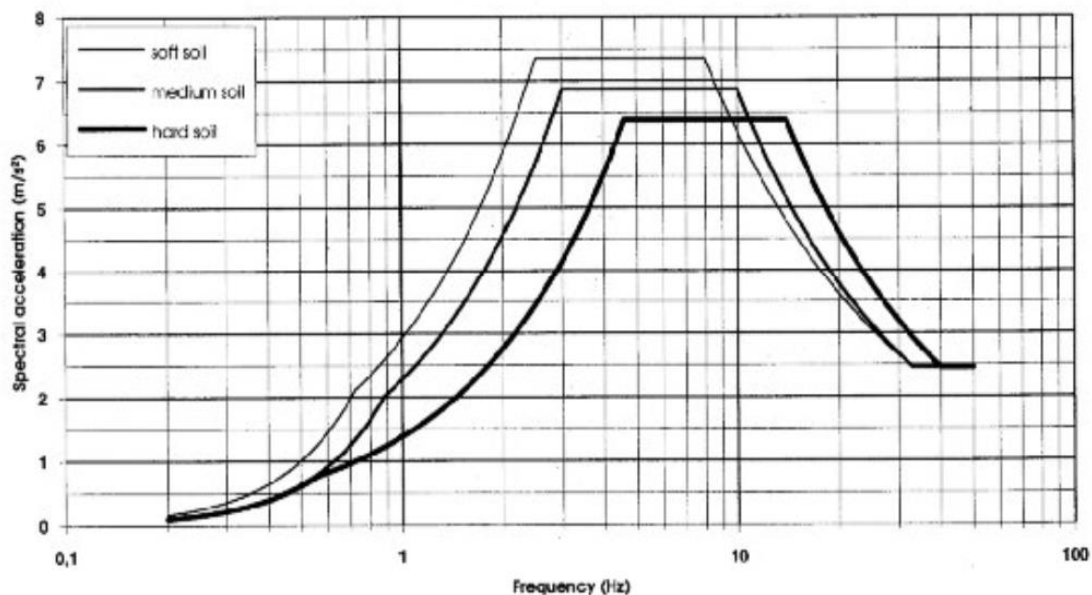
und Einrichtungen keine negativen Einwirkungen auf den Ereignisverlauf verursacht werden können. Insofern sind nicht oder nicht ausreichend gegen die genannten Einwirkungen ausgelegte Maßnahmen und Einrichtungen im Rahmen erforderlicher Analysen als ausgefallen zu betrachten.

Nach WENRA Ref-Level TU6.1 /WENRA 2021/ ist darüber hinaus die Analyse auslegungsüberschreitender anlagenexterner Einwirkungen gefordert.

Hinsichtlich einer Auslegung gegen Einwirkungen aus Erdbeben soll nach den EUR /EUR 2012, dort 2.4.1.2.1/ ein AKW so ausgelegt sein, dass es ein sog. „Design Basis Earthquake“ (DBE)<sup>45</sup> beherrscht.

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

- Standortspezifische Spektren und Beschleunigungswerte (Bild 4) oder
- Standardisierte Auslegung gegen Erdbeben der Intensität VIII auf der MSK-Skala



<sup>45</sup> In den EU-Requirements /6, dort 2.4.1.2.1.3/ ist gefordert: „The free-field zero-period horizontal acceleration at ground level of the DBE is set at 0,25 g and is associated with three ground motion response spectra.“...“The Standard Design\* which results from this procedure is expected to be able to withstand 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.“

Bild 4: Erdbebenspektren zur Auslegung des EPR /aus ASN 2000/

In der Schweiz gilt bezüglich des Spektrums der extern ausgelösten Ereignisse Art. 8 Abs. 3 KEV: „Als Störfälle mit Ursprung ausserhalb der Anlage gelten insbesondere Störfälle, die ausgelöst werden können durch Erdbeben, Überflutung, unfallbedingten Absturz von zivilen und militärischen Flugzeugen auf die Anlage, Sturmböe, Blitzschlag, Druckwelle, Brand, Verlust der externen Stromversorgung und Beeinträchtigung oder Unterbruch der externen Kühlwasserzufuhr.“ Weiter präzisiert in Art. 8 Abs 4bis „Für die Auslegung einer Kernanlage ist bei den durch Naturereignisse ausgelösten Störfällen nach Absatz 3 jeweils von einem Naturereignis mit einer Häufigkeit von  $10^{-3}$  pro Jahr sowie einem Naturereignis mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr auszugehen.“

In der aktuellen Fassung der deutschen KTA 2201.1 /KTA 2011/ wird für die Auslegung ein Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $10^{-5}$  pro Jahr gefordert. Es handelt sich dabei um das größte in dieser Region zu unterstellende Erdbeben, das ungefähr alle 100.000 Jahre auftritt.

#### **Zusammenfassung – naturbedingte Einwirkungen:**

- Gemäß WENRA Ref.-Level TU4.2 /WENRA 2021/ sind kerntechnische Anlagen gegen naturbedingte Einwirkungen (wie Erdbeben, Überflutung) mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von mindestens  $10^{-4}$  pro Jahr auszulegen. Das ermittelte Bemessungsereignis soll mit historischen Ereignissen abgeglichen werden.
- Bei der Ermittlung anlagenexterner Einwirkungen mittels standortspezifischer Gefährdungsanalysen sind alle Unsicherheiten sowie die überschaubare Entwicklung des Standortes einzubeziehen.
- Die Robustheit des AKW soll auch für auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen gezeigt werden.
- „Cliff-edge“ Effekte sind auszuschließen.

#### **3.2.2 Zivilisationsbedingte Einwirkungen**

Gemäß WENRA Ref.-Level E5.2 /WENRA 2021/ ist die Sicherheit der Anlage in Ergänzung zu den naturbedingten übergreifenden Einwirkungen (natural hazards) auch gegen zivilisationsbedingte Einwirkungen (human made external hazards) zu gewährleisten. Zu

den zivilisationsbedingten Einwirkungen zählen dabei u.a. der unfallbedingte Flugzeugabsturz (im Folgenden als Flugzeugabsturz bezeichnet). Im WENRA Ref.-Level F4.7 ist weiterhin gefordert, dass die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementbecken auch für den Fall auslegungsüberschreitender externer Einwirkungen („events involving external hazards more severe than design basis events“) möglich sein muss<sup>46</sup>. Konkrete Lastannahmen in Bezug auf den Flugzeugabsturz sind in den WENRA Ref.-Level nicht explizit dargelegt.

Nach /ENSI 2019a/ gehören „bestimmte Ereignisse wie Flugzeugabsturz“ zu den Notstandsfällen. Zur Beherrschung solcher externer Ereignisse ist ein Notstandssystem eingerichtet. Anforderungen an die Auslegung gegen Flugzeugabsturz sind in /ENSI 1986/ angegeben. Danach ist dem Nachweis der Standsicherheit sowie der Tragfähigkeit der Bauwerke gegen Biegung, Querkraft und Normalkraft das Belastungsdiagramm Bild 5, beruhend auf Berechnungen beim Aufprall auf eine starre Wand normal zur Oberfläche, zugrunde zu legen:

### Last-Zeit-Diagramm

Zeit (ms)	Last (MN)
0	0
10	55
30	55
40	110
50	110
70	0

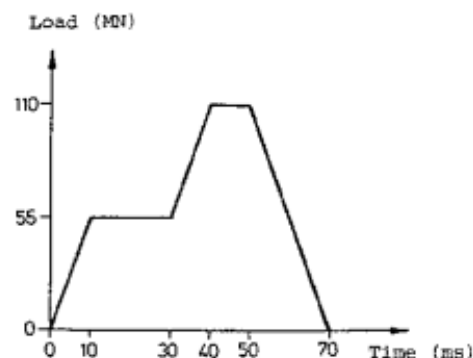


Bild 5: Last-Zeit-Diagramm Flugzeugabsturz /ENSI 1986/

Die aktuell in Frankreich geltenden Anforderungen an die Auslegung des EPR gegen Flugzeugabsturz sind in /ASN 2000/ angegeben. Die dabei heranzuziehenden Last-Zeit-Diagramme sind in Bild 6 aufgeführt.

<sup>46</sup> F4.7: „There shall be sufficient independent and diverse means including necessary power supplies available to remove the residual heat from the core and the spent fuel. At least one of these means shall be effective after events involving external hazards more severe than design basis events.“ /WENRA 2021/

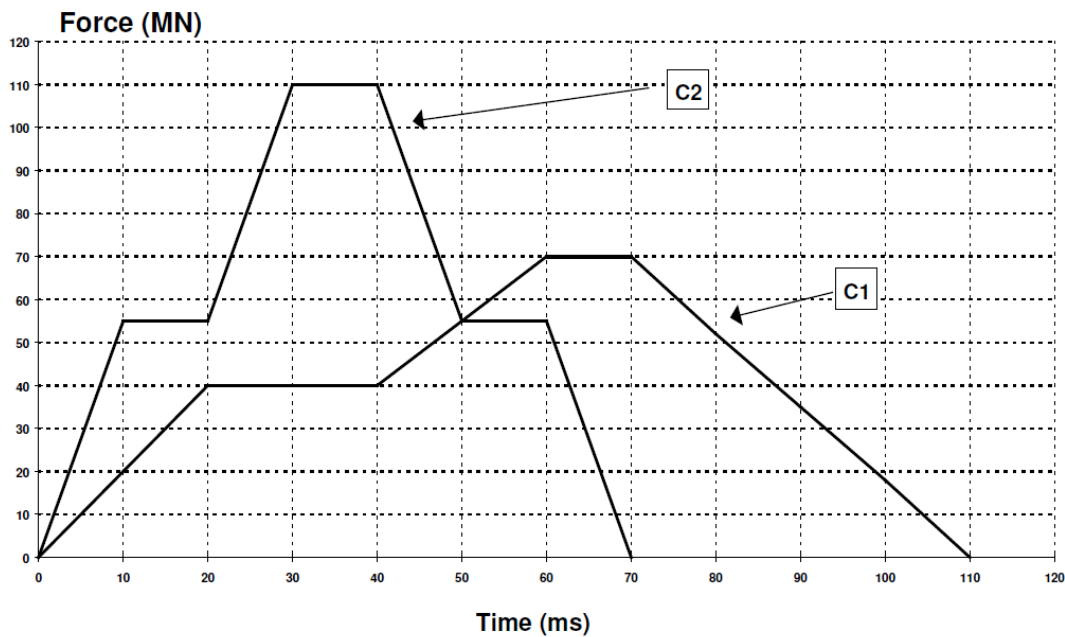


Bild 6: Last-Zeit Funktion<sup>47</sup> /ASN 2000/

In den EUR /EUR 2012/ sind die Anforderungen im Teil 2, 5.34 beschrieben: „If there is a need for protection against accidental aircraft crash, then the Designer shall identify the buildings which have to be protected against the specified aircraft crash. The design shall be such that it would allow the incorporation of protection against aircraft crash for all the sensitive parts of the plant, without jeopardising the layout and specifications of the plant, in accordance with the standardisation policy.“

„An intentional aircraft crash should not lead to core melt and should not cause more than a minor radiological impact. Releases of radioactive materials could exceed those considered in other events not involving core melt (DBC 3-4) by implying possible restriction of food consumption and limited sheltering but shall not exceeding the Criteria for Limited Impact.“

In Finnland sind die Anforderungen an die Auslegung gegen Flugzeugabsturz in /STUK 2018/ angegeben:

---

<sup>47</sup> Last-Zeit-Diagramm C1 ist für die Auslegung des Reaktorgebäudes, des Brennelement-Lagerbeckens sowie von Gebäuden sicherheitstechnisch wichtiger Hilfs- und Versorgungssysteme insbesondere hinsichtlich induzierter Erschütterungen sowie Penetration anzuwenden.  
Last-Zeit-Diagramm C2 ist bezüglich des Nachweises der Anforderungen nach Eurocode 2, part 1 anzuwenden.  
Weitere Informationen sh. /ASN 2000/ und Anhang 1.

„1. The design of a nuclear facility shall take account of external hazards that may endanger safety. Systems, structures, components and access shall be designed, located and protected so that the impacts of external hazards deemed possible on nuclear facility safety remain minor. The operability of systems, structures and components shall be demonstrated in their design basis external environmental conditions.

2. External hazards shall include exceptional weather conditions, seismic events, the effects of accidents that take place in the environment of the facility, and other factors resulting from the environment or human activity. The design shall also consider unlawful and other unauthorised activities compromising nuclear safety and a large commercial aircraft crash.“

Im deutschen sowie im niederländischen Regelwerk sind ebenfalls konkrete Anforderungen hinsichtlich der Auslegung gegen Flugzeugabsturz angegeben. Im deutschen Regelwerk findet man diese Anforderungen in /BMU 2015, Anhang 3, Kap. 4.2.2.1/ und im niederländischen Regelwerk unter /ANVS 2015, Annex 2, No. 4.2.2.1/.

NRC /NRC 2011/ definiert die Einwirkung aus dem Absturz eines großen Passagierflugzeugs als ein "beyond design event". Folgende Akzeptanzkriterien gelten:

- Reaktorkern bleibt gekühlt oder der Sicherheitsbehälter bleibt intakt, und
- das Becken für abgebrannte Brennelemente bleibt gekühlt und die Integrität der abgebrannten Brennelemente bleibt erhalten.

### **Zusammenfassung – zivilisationsbedingte Einwirkungen:**

- Für den Nachweis der Sicherheit von AKW gegen unfallbedingten Flugzeugabsturz sind nach Stand von Wissenschaft und Technik (in Frankreich) grundsätzlich die diesbezüglichen Anforderungen für den EPR in /ASN 2000/ repräsentativ.
- Für den Fall, dass sich der Nachweis der Sicherheit gegen Flugzeugabsturz auf einer standortspezifischen Analyse der Absturzhäufigkeit begründet, ist die Aktualität der diesbezüglichen Gefährdungsanalyse sicherzustellen und mit den aktuell gültigen Anforderungen für den EPR /ASN 2000/ abzugleichen.

- Die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementbecken müssen auch für den Fall des Absturzes eines größeren Flugzeuges (auslegungsüberschreitender Flugzeugabsturz) sichergestellt sein.
- „Cliff-edge“ Effekte sind auszuschließen

### **3.3 Sicherheitsebene 3 (Beherrschung von Auslegungsstörfällen)**

Wichtige Anforderungen an die Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 lassen sich aus /IAEA 2016/ und /WENRA 2021/ ableiten.

Dies betrifft Anforderungen u.a.

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

Diesbezügliche Anforderungen sind auch in der Schweiz /ENSI 2019a/, in Frankreich /ASN 2000/, in Finnland /STUK 2019/, in den Niederlanden /ANVS 2015/, in Deutschland /BMU 2015/ und in Belgien /FANC 2011/ aktuell gültig.



### 3.3.1 Einzelfehlerkonzept<sup>48</sup>

Das Einzelfehlerkriterium<sup>49</sup> ist als Requirement 25 in den IAEA Specific Requirements /IAEA 2016/ angegeben („The single failure criterion shall be applied to each safety group<sup>50</sup> incorporated in the plant design“.). Eine konkrete Anforderung in Bezug auf Einhaltung des Einzelfehlerkonzepts auch bei Instandhaltungsmaßnahmen an Sicherheitssystemen (Einrichtungen der Sicherheitsebene 3) während des Betriebes eines AKW findet man in /IAEA 2016/ jedoch nicht. In 5.46 von /IAEA 2016/ ist allerdings gefordert, dass die Zuverlässigkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion unter solchen Betriebsbedingungen, also bei Instandhaltungs- oder Prüfmaßnahmen während des Betriebs, nicht signifikant beeinträchtigt sein darf<sup>51</sup>.

In Bezug auf die Gewährleistung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltungsmaßnahmen („Einzelfehlerkonzept“) im laufenden Betrieb enthält der IAEA Safety Guide bezüglich des Notkühlsystems /IAEA 2020/ hierzu die folgende Regelung /IAEA 2020, in 3.48/: „3.48. Shutting down the reactor, cooling the core, controlling core reactivity, residual heat removal and transfer to the ultimate heat sink in the event of design basis accidents should all be possible despite consequential failures caused by the postulated initiating event and a single failure postulated in any system necessary to fulfil a safety function. The unavailability of systems due to maintenance or repair should also be considered.“

Im Prinzip gilt die Forderung nach einzelfehlerfester Auslegung auch für passive Anlagenteile. Das Ziel besteht darin, dass es als Folge eines zu unterstellenden passiven Einzelfehlers zu keinem redundanzübergreifenden Versagen von sicherheitstechnisch

---

<sup>48</sup> Definition „Einzelfehlerkonzept“ /BMU 2015/

„Konzept der abhängig von den Sicherheitsebenen zu unterstellenden Kombination von Ausfallannahmen infolge eines aktiven oder passiven Einzelfehlers und Instandhaltungsvorgängen.“

<sup>49</sup> „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.“ /IAEA 2016/

<sup>50</sup> „The assembly of equipment designated to perform all actions required for a particular initiating event to ensure that the limits specified in the design basis for anticipated operational occurrences and design basis accidents are not exceeded.“ /IAEA 2018b/

<sup>51</sup> „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.....“ /IAEA 2016/

wichtigen Einrichtungen kommt. Nach /IAEA 2016, dort 5.40/ muss der Einzelfehler an einer passiven Komponente dann nicht unterstellt werden wenn nachgewiesen werden kann, dass der Ausfall der betroffenen Einrichtung unter Störfallbedingungen sehr unwahrscheinlich ist.<sup>52</sup>

Seitens WENRA /WENRA 2021/ wird im Ref.-Level E9.4 ganz grundsätzlich die Notwendigkeit einer redundanten Ausführung von Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsebene 3 zur Erreichung der erforderlichen Zuverlässigkeit angesprochen. Die Berücksichtigung des Einzelfehlers in der Auslegung wird im WENRA-Ref.-Level E8.2 /WENRA 2021/ prinzipiell für aktive Anlagenteile zur Erfüllung von Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsebene 3 gefordert. Für passive Anlagenteile gilt diese Anforderung nicht, solange nachgewiesen ist, dass mit ihrem Versagen unter Störfallbedingungen nicht zu rechnen ist. In Bezug auf die Erfüllung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltung im laufenden Betrieb beschränkt sich die diesbezügliche WENRA Anforderung E10.7 /WENRA 2021/ jedoch nur auf das Reaktorschutzsystem („Reactor protection system“).

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.<sup>53</sup>

Ebenfalls in der ENSI Regel /ENSI 2019a, 5.2.2.1/ gilt, dass das Einzelfehlerkriterium auch im Falle einer Instandhaltung an Sicherheitssystemen einzuhalten ist.

Jedoch wird in der eben zitierten ENSI Regel /ENSI 2019a, 5.2.2.2/ die redundante Ausbildung der Sicherheitssysteme nicht mehr explizit gefordert, sondern man gibt hierzu nur noch einen zu befolgenden Grundsatz an: „Der Grundsatz der Redundanz ist für SE3-Funktionen soweit möglich und angemessen umzusetzen.“ Dabei wird der Grundsatz hinsichtlich seiner Umsetzung selbst noch weiter eingeschränkt, nämlich hinsichtlich „soweit möglich und angemessen“.

---

<sup>52</sup> “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.” /IAEA 2016/

<sup>53</sup> “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.” /EUR 2012/

In der französischen Regel /ASN 2000, C.2.1/ wird gefordert, dass für sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen das Einzelfehlerkriterium auch im Falle von Instandhaltungsmaßnahmen während des Betriebes des AKW gewährleistet sein muss.

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

Im niederländischen Regelwerk /ANVS 2015/ sind ebenfalls Anforderungen an die redundante Ausführung von Sicherheitssystemen angegeben, dort insbesondere in Kapitel 3.1(9):

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

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

Vergleichbare Anforderungen finden sich in den deutschen kerntechnischen Regeln /BMU 2015/.

Die Anforderungen im belgischen Regelwerk /FANC 2011/ in Kapitel 20.8.3 an die erforderliche Redundanz von Sicherheitssystemen stehen grundsätzlich in Übereinstimmung mit den o.g. Anforderungen:

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

- (1) qu'aucune défaillance unique n'entraîne la perte de la fonction de protection; et
- (2) que la mise hors service d'un composant ou d'une voie quelconque n'entraîne pas la perte de la redondance minimum requise. »

### **Zusammenfassung – Einzelfehlerkonzept:**

- Einrichtungen zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sind grundsätzlich so redundant auszuführen, dass die zur Ereignisbeherrschung erforderlichen Sicherheitsfunktionen auch dann ausreichend wirksam sind, wenn im Anforderungsfall
- ein Einzelfehler in einer Sicherheitseinrichtung infolge eines zufälligen Ausfalls auftritt und
- gleichzeitig eine in Kombination mit dem Einzelfehler wirkende Unverfügbarkeit in einer Sicherheitseinrichtung infolge von Instandhaltungsmaßnahmen vorliegt<sup>54</sup>.
- Die Gleichzeitigkeit von Einzelfehler und Instandhaltungsfall (n+2) wäre dann nicht zu unterstellen, wenn explizit nachgewiesen ist, dass Instandhaltungsmaßnahmen an Sicherheitssystemen während des Betriebes eines AKW zu keiner nachweisbaren Beeinträchtigung der Zuverlässigkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion führen.
- Der Einzelfehler ist grundsätzlich auch auf passive Komponenten anzuwenden. Das Versagen passiver Anlagenteile im Rahmen des Einzelfehlerkonzepts ist dann nicht zu unterstellen, wenn bei Auslegung, Bau und Betrieb die erforderlichen Qualitätsanforderungen eingehalten und nachgewiesen sind.

---

<sup>54</sup> Die Erfüllung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltung im laufenden Betrieb wird lt. WENRA Anforderung E10.7 /WENRA 2021/ nur für das Reaktorschutzsystem („Reactor protection system“) gefordert. Für andere Sicherheitseinrichtungen gilt dies nur dann, wenn in den jeweiligen Betriebsvorschriften Instandhaltungsmaßnahmen während des Anlagenbetriebs als zulässig beschrieben sind. Kurzfristige Instandhaltungsmaßnahmen können jedoch zulässig sein, wenn die entsprechenden Prozeduren in den Betriebsvorschriften festgelegt sind sowie nachgewiesen ist, dass die Zuverlässigkeit der Erfüllung der betroffenen Sicherheitsfunktion nicht beeinträchtigt ist.

### 3.3.2 Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache (Common Cause Failure – CCF)

Seitens der IAEA ist das Erfordernis hinsichtlich eines Schutzkonzeptes gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache im Requirement 24<sup>55</sup> der IAEA Specific Safety Requirements /IAEA 2016/ beschrieben.

Wesentliche Inhalte des Schutzkonzeptes gegen den Ausfall aus gemeinsamer Ursache sind bestimmt durch Anforderungen an

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

In Kapitel 6.19<sup>56</sup> von Requirement 52 /IAEA 2016/ sind in Bezug auf die Notkühlung des Reaktorkerns u.a. Anforderungen an eine erforderliche Redundanz und Diversität beschrieben.

In Kapitel 6.34<sup>57</sup> von Requirement 62 /IAEA 2016/ sind die Anforderungen hinsichtlich einer Diversität in der sicherheitsrelevanten Leittechnik („I&C“) angegeben.

Mit dem Requirement 27 /IAEA 2016/ werden im Kapitel 5.42<sup>58</sup> die Anforderungen an die Hilfs- und Versorgungseinrichtungen für die zu unterstützenden Sicherheitseinrichtungen angegeben. Demnach muss die Redundanz, Diversität und Unabhängigkeit auch

---

<sup>55</sup> “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.” /IAEA 2016/

<sup>56</sup> “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.” /IAEA 2016/

<sup>57</sup> “6.34. Design techniques such as testability, including a self-checking capability where necessary, fail-safe characteristics, functional diversity and diversity in component design and in concepts of operation shall be used to the extent practicable to prevent loss of a safety function.” /IAEA 2016/

<sup>58</sup> “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.” /IAEA 2016/

dieser Systeme in einem solchen Umfange festgelegt sein, dass die Funktion der entsprechenden Sicherheitseinrichtung im Anforderungsfall vollumfänglich sichergestellt ist.

In WENRA /WENRA 2021/ werden die Anforderungen in Bezug des Schutzes gegen CCF demgegenüber eher kompakter aufgelistet (Ref.-Level 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 Volume 2 Chapter 1 (1.3.4) angegeben<sup>59</sup>.

Bei /ENSI 2019a/ sind die Anforderungen zum Schutz sicherheitsrelevanter Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 gegen CCF in Kapitel 5.2.2 angegeben<sup>60</sup>. Bemerkenswert ist hier jedoch, dass „der Grundsatz der Diversität für SE3-Funktionen“ nur „soweit möglich und angemessen“ umzusetzen wäre.<sup>61</sup>

Der Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache ist bei den Anforderungen an den französischen EPR /ASN 2000/ umfassend geregelt. Es ist in Kapitel A2.2 u.a. dazu gefordert: „Particular attention has to be given to minimizing the possibilities of common cause failures. Physical and spatial separation shall be applied as far as possible. Support functions (energy, control, cooling, etc.) shall be also independent to the largest possible degree. Special emphasis has to be placed on the redundancy and diversity of electrical power supplies. In addition, provisions (including hardware and software diversity) have to be implemented at the level of the overall instrumentation and control architecture to limit software-induced common cause failures.“ Anforderungen finden sich weiterhin in den Kapiteln F1.2.1 und G.3.

---

<sup>59</sup> „In order to achieve the necessary level of reliability, attention shall be paid to appropriate Redundancy\*, and to prevention of Common Cause Failure\* by means including Diversity\*, Independence\* and Physical Separation\* and the requirements for testing and maintenance“ /EUR 2012/

<sup>60</sup> „5.2.2.2 Redundanz und Diversität (Art. 10 Abs. 1 Bst. b KEV)  
a. Der Grundsatz der Diversität ist für SE3-Funktionen soweit möglich und angemessen umzusetzen.  
b. Der Grundsatz der Redundanz ist für SE3-Funktionen soweit möglich und angemessen umzusetzen.“ /ENSI 2019a/

<sup>61</sup> Diese Anforderung ist eher im beschreibenden (deskriptiven) Sinne verständlich.

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

In Artikel 3.1(7) des niederländischen Regelwerks /ANVS 2015/ heißt es: „3.1 (7) The potentials for common-cause failures of items important to safety shall be analysed. Measures to reduce the incident probability of such failures shall be implemented, that with a high level of confidence multiple failure of items important to safety at level 3a of defence in depth does not have to be assumed. Thus, safety systems for which potentials for common-cause failures were identified shall be designed according to the principle of diversity as far as feasible and technically reasonable.“

Im finnischen Regelwerk /STUK 2019/ 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.“

Weitere Anforderungen in Bezug auf eine Auslegung zum Schutz gegen das Auftreten von CCF sind in Kapitel 418 von /STUK 2019/ dargelegt.

In den deutschen kerntechnischen Regeln ist in /BMU 2015/, dort in Kapitel 3.1(5), gefordert: „3.1 (5) Die Potentiale für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache von Sicherheitseinrichtungen sind zu analysieren. Es sind Vorkehrungen zur Minderung der Eintrittswahrscheinlichkeit solcher Ausfälle derart zu treffen, dass ein Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen auf der Sicherheitsebene 3 nicht unterstellt werden muss. Redundante Sicherheitseinrichtungen, bei denen Möglichkeiten für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache identifiziert sind, sind dazu, soweit technisch sinnvoll, diversitär auszuführen.“

Aus den zitierten Anforderungen kann abgeleitet werden, dass

- generell Vorkehrungen zur Minderung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Ausfällen aus gemeinsamer Ursache derart zu treffen sind, dass ein Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen auf der Sicherheitsebene 3 nicht unterstellt werden muss.
- Redundante Sicherheitseinrichtungen, bei denen Möglichkeiten für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache identifiziert werden können, sind dazu, soweit technisch sinnvoll, diversitär auszuführen.

Bezüglich des Schutzes gegen übergreifende Einwirkungen von innen und außen ist zu fordern:

- Für den Fall übergreifender Einwirkungen von innen müssen die zueinander redundanten Teilsysteme von Sicherheitseinrichtungen so räumlich getrennt aufgestellt sein oder sind so zu schützen, dass ein redundanzübergreifender Ausfall verhindert wird.
- Zur Störfallbeherrschung erforderliche Sicherheitseinrichtungen müssen so ausgelegt sein und müssen sich dauerhaft in einem solchen Zustand befinden, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei Einwirkungen von außen erfüllen.

#### **Zusammenfassung – Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache:**

- Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt so aufzustellen oder so zu schützen, dass ein redundanzübergreifender Ausfall im Falle interner oder externer übergreifender Einwirkungen verhindert wird.
- Ein Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen auf der Sicherheitsebene 3 muss praktisch ausgeschlossen sein. Redundante Sicherheitseinrichtungen, bei denen Möglichkeiten für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache identifiziert sind, sind dazu, soweit technisch sinnvoll, diversitär auszuführen.
- Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitseinrichtungen müssen so zuverlässig ausgelegt und gegen Einwirkungen geschützt sein, dass sie die erforderliche hohe Verfügbarkeit der zu versorgenden Einrichtungen absichern<sup>62</sup>.

---

<sup>62</sup> Sh. hierzu auch die Ausführungen in Kap. 3.3.3 dieses Berichtes



### 3.3.3 Unabhängigkeit von Sicherheitseinrichtungen

Von zentraler Bedeutung für die Sicherheit eines AKW ist ein wirkungsvolles Gestaffeltes Sicherheitskonzept (defence-in-depth concept), dessen verschiedene Ebenen unabhängig voneinander wirken sollen /IAEA 2016, dort Requirement 7/. In 2.13 von /IAEA 2016/ wird ausgeführt: „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 /IAEA 2016/ die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen oder von Redundanten eines Sicherheitssystems gefordert<sup>63</sup>. Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitssysteme /IAEA 2016, dort 5.42 und 5.43/<sup>64</sup>.

Weiterhin ist in /IAEA 2016, 4.10/<sup>65</sup> gefordert, dass für den Betrieb eines AKW immer alle Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts verfügbar sein müssen.

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

---

<sup>63</sup> “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.” /IAEA 2016/

<sup>64</sup> “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.” /IAEA 2016/

<sup>65</sup> “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.” /IAEA 2016/

Unabhängigkeit im Reaktorschutz und bei der Wärmeabfuhr wird ebenfalls bei WENRA gefordert /3/<sup>66</sup>.

In den EUR /EUR 2012/ sind die Anforderungen an die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen detailliert und umfassend geregelt /EUR 2012, dort 2.1.6.2.2.2/<sup>67</sup>. Die Vorkehrungen zur Sicherstellung der Unabhängigkeit sind ebenso umfassend und detailliert als Forderungskatalog in 2.1. 6.2.2.3 "Functional Isolation" und in 2.1. 6.2.2.4 "Physical Separation" aufgelistet.

Seitens ENSI sind in /ENSI 2019a, 5.2.2.3/ Anforderungen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen angegeben. Dabei ist auffällig, dass in den Regelungen von /ENSI 2019a/ häufig, also auch in diesem Zusammenhang, der Ausdruck „soweit möglich und angemessen“ angewendet wird. Es ist unklar, welcher Maßstab zur Entscheidungsfindung hier von ENSI angewendet wird.

Im Abschnitt A.2.2 von /ASN 2000/ sind Maßnahmen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen gefordert. Die Forderung wird hier auch konkret für die Hilfs- und Versorgungssysteme erhoben<sup>68</sup>.

### **Zusammenfassung – Unabhängigkeit von Sicherheitseinrichtungen**

- Maßnahmen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit von Sicherheitseinrichtungen sind insbesondere die räumliche Trennung, die Diversifizierung sowie Redundanz.
- Im Gestaffelten Sicherheitskonzept sollen gemäß Anforderungen von IAEA und WENRA die Sicherheitsebenen unabhängig voneinander wirksam sein. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 dürfen nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.

---

<sup>66</sup> WENRA Ref.-Level E10.7 (Reaktorschutz) und F4.7 (Wärmeabfuhr).

<sup>67</sup> "The following principles for Independence shall be applied in the design:  
- maintaining Independence between Trains of redundant system and components as far as reasonably practicable and where this is of overall safety benefit,  
- maintaining Independence between components and the effects of potential initiating events ; for example, an initiating event should not cause the failure or loss of a Safety Function that is required to mitigate that event,  
- maintaining appropriate Independence between components of different safety categories so that a higher Safety Category item cannot be jeopardised by the failure of an item of lower Safety Category,  
- maintaining Independence\* between Safety Category I items and others." /EUR 2012/

<sup>68</sup> "Support functions (energy, control, cooling, etc.) shall be also independent to the largest possible degree." /ASN 2000, dort A.2.2/

- Sicherheitssysteme oder redundante Einrichtungen eines Sicherheitssystems sollen unabhängig voneinander wirksam sein. Vermaschungen zwischen solchen Systemen sind nur dann zulässig, wenn damit ein sicherheitstechnischer Vorteil nachgewiesen ist.
- Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitssysteme. Fehler in Hilfs- und Versorgungssystemen dürfen die Erfüllung von Sicherheitsfunktionen durch die Sicherheitssysteme nicht beeinträchtigen.

### 3.3.4 Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen

Seitens IAEA /IAEA 2016, dort 6.33(b)/ ist gefordert, dass die Anregung erforderlicher Schutzaktionen weitestgehend automatisch erfolgen soll (“.... Shall automate various safety actions to actuate safety systems so that operator action is not necessary within a justified period of time from the onset of anticipated operational occurrences or accident conditions.”). In /IAEA 2016d, Fußnote 35/ wird hierfür ein Zeitraum von 30 Minuten angegeben<sup>69</sup>.

Auch bei WENRA /WENRA 2021/ ist die Anforderung hinsichtlich der Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen konkret gefasst. Danach sollen die Aktivierung und Inbetriebnahme erforderlicher Sicherheitseinrichtungen über einen Zeitraum von 30 Minuten<sup>70</sup> grundsätzlich automatisch erfolgen /WENRA 2021, Ref.-Level E9.3/.

In den EUR ist das 30-Minuten Konzept ebenfalls gefordert /EUR 2012, dort article 2.1.6.7.2/.

Anforderungen an die Automatisierung von Sicherheitsfunktionen (30 Minuten Regel) gelten auch in der Schweiz gemäß /ENSI 2019a/.

---

<sup>69</sup> “For new designs or significant modifications, it is advisable to design the plant such that during the first 30 min of a design basis accident, operator actions are not necessary to maintain plant parameters within the established limits.” /IAEA 2016d/

<sup>70</sup> “Activations and control of the safety functions shall be automated or accomplished by passive means such that operator action is not necessary within 30 minutes of the initiating event. Any operator actions required by the design within 30 minutes of the initiating event shall be justified.” /WENRA 2021/

In /ASN 2000, dort D2.1/ lautet die "30 Minuten Regel" wie folgt: „manual action from the main control room can be assumed to take place, at the earliest, 30 minutes after the first significant information is given to the operator.“<sup>71</sup>

Die Anforderung bezüglich eines „30 Minuten Konzepts“ ist auch in den niederländischen /ANVS 2015, 3.1(3) h)/ und deutschen /BMU 2015, 3.1(3) h)/ Regeln zu finden.

### **Zusammenfassung – Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen**

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

## **3.4 Sicherheitsebene 4 (auslegungsüberschreitende Anlagenzustände)**

### **3.4.1 Generelle Anforderungen an die 4. Sicherheitsebene**

Gemäß IAEA /IAEA 2016, dort 5.1(d)/ müssen als Teil des Sicherheitskonzepts von AKW auch solche Anlagenzustände berücksichtigt werden, die nicht als Teil der Auslegung, weil als auslegungsüberschreitend definiert, betrachtet wurden („Design extension conditions“<sup>72</sup>). Im gestaffelten Sicherheitskonzept sind diese sog. auslegungsüberschreitende Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4 zugeordnet.

---

<sup>71</sup> sh. auch /MDEP 2014/, dort S. 27

<sup>72</sup> "Postulated accident conditions that are not considered for design basis accidents, but that are considered in the design process for the facility in accordance with best estimate methodology, and for which releases of radioactive material are kept within acceptable limits.  
Design extension conditions comprise conditions in events without significant fuel degradation and conditions in events with core melting." /IAEA 2016/

In der EU Sicherheitsdirektive /EU 2014/ ist die Installation der 4. Sicherheitsebene umfassend angesprochen<sup>73</sup> und wird für alle AKW im Anwendungsbereich der EU-Sicherheitsdirektive gefordert /EU 2014, dort 8b(1)c)/.

Nach WENRA /WENRA 2014/ 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 zur Begrenzung deren radiologischer Auswirkungen mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen („mitigative AM“) erforderlich sind.

Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen (AM) müssen zur Beherrschung von DEC A Anlagenzuständen im Umfange des präventiven AM und zur Minderung der Auswirkungen von DEC B Anlagenzuständen im Umfange des mitigativen AM im jeweiligen AKW verfügbar sein (sh. auch Bild 7). In Übereinstimmung mit den Angaben in Bild 7 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.

---

<sup>73</sup> „(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 /EU 2013/ stehen und diese unberührt lassen. Der Genehmigungsinhaber sollte im Hinblick auf Unfälle, einschließlich schwerer Unfälle, die in allen Betriebszuständen einschließlich Volllast, Abschaltung und Übergangszuständen auftreten können, Verfahren einrichten, Leitlinien festlegen und Vorkehrungen treffen, die die Kohärenz und Kontinuität zwischen diesen Verfahren und Vorkehrungen sowie deren Anwendung, Überprüfung und Aktualisierung gewährleisten. Diese Vorkehrungen sollten auch genügend Personal, Ausrüstung und andere notwendige Ressourcen vorsehen. Ferner sollten eine Organisationsstruktur mit einer klaren Zuweisung der Verantwortlichkeiten und die Koordinierung der zuständigen Stellen vorgesehen werden.“ /EU 2014/

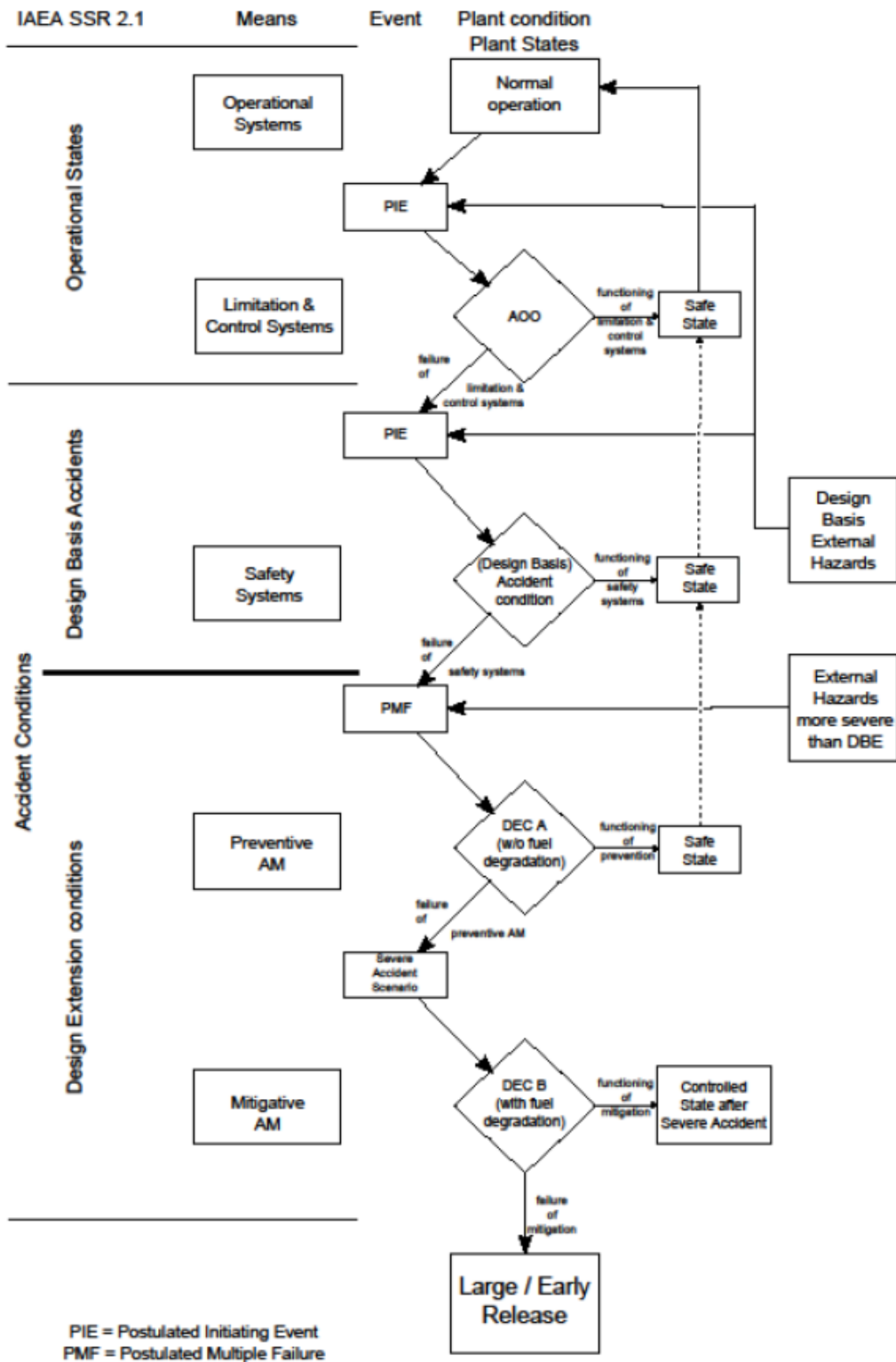


Bild 7: Übersicht über Anlagenzustände und Ereignisse im gestaffelten Sicherheitskonzept /WENRA 2014/

Bezüglich der technischen Ausführung der Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 (4a und 4b) gelten gegenüber denen der Sicherheitsebene 3 zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen abgemilderte Sicherheitsanforderungen. Nach /IAEA 2016, 5.29/ und den Erläuterungen zum WENRA Ref.-Level F1.1 in /WENRA 2014/<sup>74</sup> sollen die Maßnahmen und Einrichtungen unabhängig von denen der Sicherheitsebene 3 sein. Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Die Wirksamkeit soll so bemessen sein, dass das weiter oben angegebene grundlegende Sicherheitsziel sichergestellt werden kann. Ein zu WENRA vergleichbarer Ansatz zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände bzw. zur Minderung diesbezüglicher Folgen ist in den EUR /6, dort 2.1.4/ beschrieben.

In der Schweiz sind durch die Regel /ENSI 2019a/ Anforderungen in Kapitel 5.2.3 in Bezug auf die technische Ausgestaltung von „SE4<sup>75</sup>-Funktionen“ sowie in Kapitel 7 Spezifische Anforderungen an die Auslegung von Strukturen, Systeme und Komponenten auch für den Fall des Auftretens einer „SE4“ Situation ergangen. Diese Anforderungen sind vergleichbar mit den diesbezüglichen Anforderungen von IAEA und WENRA. In diesem Zusammenhang bleibt jedoch eine Regelung in der der Regel /ENSI 2019a/ übergeordneten Verordnung /KEV 2019, Art. 8, 5/, wonach „Mittels probabilistischer Nachweise ist zu zeigen, dass auch ein ausreichender Schutz gegen auslegungsüberschreitende Störfälle besteht.“, hinsichtlich erforderlicher Maßnahmen und Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene in einem deterministisch orientierten Auslegungskonzept unklar. Es stellt sich nämlich diesbezüglich die Frage: Können auf die notwendige und vollumfängliche Implementierung der Sicherheitsebene 4 verzichtet werden im Falle, dass ein „ausreichender Schutz“ gegen auslegungsüberschreitende Störfälle auf probabilistischem Wege nachgewiesen wurde?

In Frankreich gelten konkrete Anforderungen an die Auslegung der 4. Sicherheitsebene des gestaffelten Sicherheitskonzepts von AKW. In den Technical Guidelines /ASN 2000/

---

<sup>74</sup> “There are a number of clear and basic differences regarding the treatment of DBA and DEC, e.g.:

- Methodology of analysis: Conservative or best estimate plus uncertainties for DBA, best estimate (with or without uncertainties) acceptable and, in some cases, preferred (see guidance to RL F3.1) for DEC; additional postulates like single failures for DBA, no systematic additional postulates for DEC.
- Technical acceptance criteria: Generally less restrictive and based on more realistic assumptions for DEC.
- Radioactive releases tolerated: Higher consequences are usually tolerated (if it is demonstrated that releases are limited as far as reasonably practicable) for DEC.” /WENRA 2014/

<sup>75</sup> Gemeint ist hier die Sicherheitsebene 4 „auslegungsüberschreitende Anlagenzustände“

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 Kernschmelzsszenarien („Protection measures against core melt accidents“) zur Verfügung stehen müssen, beschrieben. Die wesentlichen Anforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 4a sind in 2.3.1 und die Sicherheitsebenen 4b sind in 2.3.2 von /ASN 2000/ aufgelistet.

Auch nach den in Finnland /STUK 2019/, in den Niederlanden /ANVS/, in Deutschland /BMU 2015/ und in Belgien /FANC 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.

Das finnische kerntechnische Regelwerk /STUK 2019/ fordert einen systematischen Ansatz zum Umgang mit auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen. Die Systeme der 4. Sicherheitsebene sollen ohne Rückgriff auf die vorgelagerten Sicherheitsebenen wirken. Weiterhin sollen die Systeme der 4. Sicherheitsebene unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände wirksam sein (Artikel 431).

Auch im niederländischen kerntechnischen Regelwerk /ANVS, Artikel 2.1(1)/ ist das Vorhandensein einer 4. Sicherheitsebene zur Erreichung der in Artikel 2.1(3b) angegebenen Sicherheitsziele gefordert: „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.“

### **3.4.2 Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen (Sicherheitsebene 4a)**

Nach /IAEA 2016, 5.29/ sollen die Maßnahmen und Einrichtungen möglichst unabhängig („Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents“ /IAEA 2021/) von denen der Sicherheitsebene 3 sein. Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam



sein. Das Einzelfehlerkonzept wird nach IAEA hier nicht mehr explizit gefordert. Ebenso sollen in der Nachweisführung anstelle konservativer Annahmen realistische Annahmen genutzt werden. Cliff-edge Effekte sollen ausgeschlossen sein<sup>76</sup>.

Eine Auflistung zu analysierender Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4a (DEC A) ist in den Technical Guidelines /ASN 2000/ beispielhaft für DWR angegeben.

Eine Prozedur zur Ermittlung der anlagenspezifisch zu betrachtenden DEC A ist in /WENRA 2014/ erläutert. Die Ermittlung der anlagenspezifisch relevanten DEC A sowie deren Analyse erfolgt in der Regel im Rahmen der durchzuführenden PSÜ.

Die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von DEC A Anlagenzuständen sollen auch bei anlagenexternen Einwirkungen, insoweit diese zu diesen Anlagenzuständen führen können, wirksam sein<sup>77</sup>.

### 3.4.3 Kernschmelzphänomene (Sicherheitsebene 4b)

Für den Fall der Inanspruchnahme der Sicherheitsebene 4b besteht das vorrangige Ziel, die Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters zu erhalten. Demnach muss sichergestellt sein, dass ein Versagen des Reaktordruckbehälters unter Kernschmelzbedingungen nur in einem niedrigen Druckbereich erfolgen darf.

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

Weitere Erläuterungen zu den wirkenden Kernschmelzphänomenen sowie den zu ergreifenden Maßnahmen, einschließlich denen zur Verwendung von SAMG, zur Minimierung der Auswirkungen von Kernschmelzunfällen sind u.a. in /WENRA 2014/ aufgelistet.

---

<sup>76</sup> "5.73. The safety analysis shall provide assurance that uncertainties have been given adequate consideration in the design of the plant and in particular that adequate margins are available to avoid cliff-edge effects and early radioactive releases or large radioactive releases." /IAEA 2016/

<sup>77</sup> Siehe hierzu /IAEA 2016/, 5.29(b) und 5.32

/ENSI 2019b/ beschreibt die diesbezüglichen, in der Schweiz gültigen Anforderungen. Die Vergleichbarkeit mit den bei IAEA und WENRA beschriebenen Anforderungen ist gegeben.

#### **Zusammenfassung – auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (Sicherheitsebene 4)**

- Die Sicherheitsebene 4 (auslegungsüberschreitender Bereich) ist als integraler Teil des Sicherheitskonzepts von AKW eingestuft.
- Die Sicherheitsebene 4 umfasst
  - auf der Sicherheitsebene 4a die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von nicht auslegungsgemäß beherrschten Störfällen der Sicherheitsebene 3 (Anlagenzustände infolge Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen) sowie zur Vermeidung von Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4b. Die grundlegenden Schutzziele sind einzuhalten.
  - auf der Sicherheitsebene 4b die Maßnahmen und Einrichtungen zur Minderung der Folgen aus Kernschmelzunfällen. Insbesondere ist die Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters unter den Bedingungen von Kernschmelzunfällen sicherzustellen.
- Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 sollen möglichst unabhängig („Shall be independent, to the extent practicable, of those used in more frequent accidents“ /IAEA 2016/) von denen der Sicherheitsebene 3 sein.<sup>78</sup> Sie sollen unter den Bedingungen auslegungsüberschreitender Anlagenzustände zuverlässig und wirksam sein. Das Einzelfehlerkonzept wird in Bezug auf die Sicherheitsebene 4 nicht explizit gefordert. Ebenso sollen in der Nachweisführung anstelle konservativer Annahmen realistische Annahmen genutzt werden. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a sollen so ausgelegt sein, dass cliff-edge Effekte ausgeschlossen sind.

---

<sup>78</sup> Sh. hierzu Erläuterungen in /WENRA 2013/, 03.2 Position 2: Independence of the levels of Defence-in-Depth

### **3.5 Einzelaspekte eines Betriebs über die Auslegungszeit von 40 Jahren hinaus (LTE)**

Wie bereits oben ausgeführt dienen periodische Sicherheitsüberprüfungen nicht nur der Bestätigung eines vorhandenen Sicherheitsniveaus, sondern sollen auch Maßnahmen zur kontinuierlichen Erhöhung des Sicherheitsniveaus für die in Betrieb befindlichen AKW realisieren mit dem Ziel, sich dem Niveau der in Errichtung befindlichen neuen Reaktoren (z.B. EPR) weitestgehend anzunähern. Dies gilt insbesondere für den Fall einer LTE nach Erreichen der projektierten Lebensdauer von 40 Jahren.

Die Sicherheit in Betrieb befindlicher AKW sollte sich im Falle einer LTE somit am Sicherheitsstandard neuer, in Errichtung befindlicher AKW messen. Nichtnachrüstbare Abweichungen wären vor der Aufnahme eines Betriebes zur LTE hinsichtlich des verbleibenden Risikos zu bewerten.

Die Zustimmung für ein AKW zur LTE hängt aber auch von den Ergebnissen einer Überprüfung der Anlagensicherheit in Bezug auf den aktuellen Alterungszustand sowie der Alterungsprognose für die beabsichtigte LTE ab.

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

- die nicht austauschbaren Komponenten (z.B. Kabel der Stromversorgung, der Leittechnik) auch unter Unfallbedingungen im erforderlichen Umfang wirksam bleiben /EUR 2012, 2.6; 2.6, 4.2.2/,
- zu unterstellende Kernschmelzszenarien beherrscht werden /WENRA 2014/.

Bestehende grundlegende Defizite gegenüber den bei neuen Reaktoren geltenden Anforderungen an die Sicherheit bleiben nach gegenwärtiger Sicht bei den meisten bestehenden AKW jedoch weiterhin bestehen. Sie betreffen insbesondere:

- die unvollständige Redundanz bei den Sicherheitssystemen, die nicht durchgängige Unabhängigkeit der Sicherheitssysteme sowie Defizite bei der Gewährleistung der Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen.
- den Schutz gegen naturbedingte übergreifende Einwirkungen, insbesondere hinsichtlich eines Eintretens extremer, über die Auslegung deutlich hinausgehender Einwirkungen. Dabei ist davon auszugehen, dass der bereits

eingetretene Wandel des Klimas Einfluss auf Intensität und Häufigkeit des Wirksamwerdens zumindest eines Teils der Gefahrenquellen (z.B. langandauernde hohe Temperaturen, extreme Regenfälle, extreme Stürme, ....) hat.

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

#### **4 Kurzcharakteristik des Schweizer AKW Leibstadt**

Der Kurzbeschreibung des KKL liegen im Wesentlichen die Informationen aus

- dem GUTACHTEN zum Gesuch des Kernkraftwerks Leibstadt um Leistungserhöhung auf 3600 MWth, Würenlingen, März 1996 /HSK 1996/
- der Sicherheitstechnischen Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Leibstadt, Würenlingen, 10. August 2009 /ENSI 2009/
- der Convention on Nuclear Safety: First Swiss report, /HSK 1998/
- der Neubewertung des KKL zum EU-Stresstest (geschwärzt) /KKL 2011/
- der Sicherheitstechnischen Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2016 des Kernkraftwerks Leibstadt, Würenlingen 2019 /ENSI 2019/

zu Grunde.

Das AKW KKL befindet sich auf einem 24 Hektar großen Areal am schweizerischen Ufer des Rheins im Kanton Aargau. Das Gelände liegt ca. 13 km nordöstlich der Gemeinde Leibstadt und ca. 3 km südwestlich von der deutschen Stadt Waldshut.

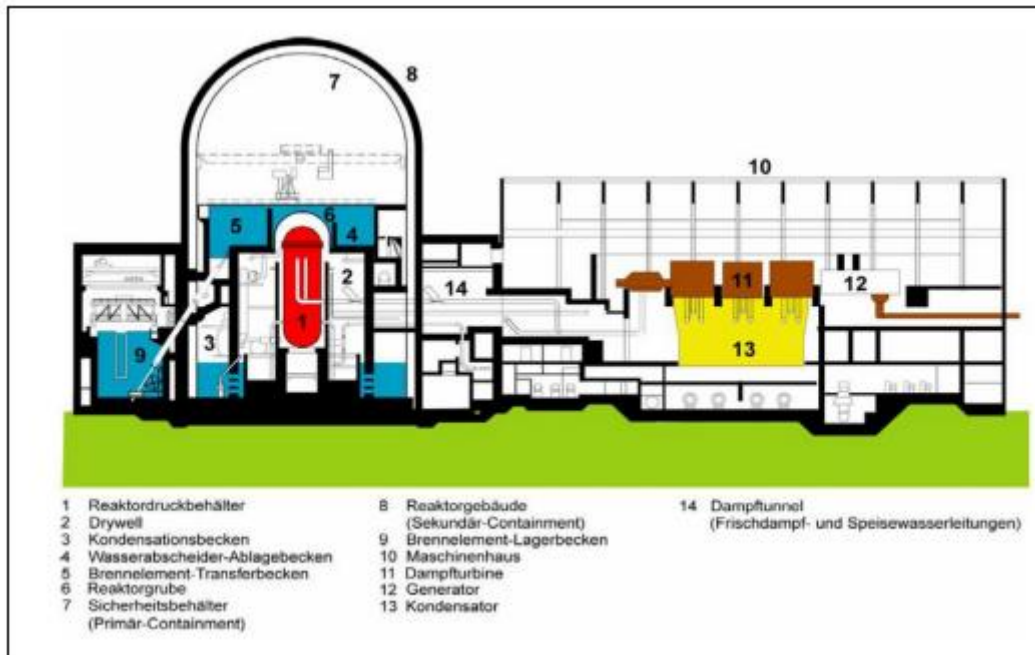


Bild 8: Prinzipdarstellung des KKL /ENSI 2019/

Die Reaktoranlage des AKW KKL gehört zu den ersten Anlagen der General Electric (GE) - Baureihe BWR/6-238 (Boiling Water Reactor der 6. Generation mit einem Durchmesser des Reaktordruckgefäßes von 238 Zoll) mit einem Mark-III-Containment.

Die prinzipielle Anordnung wesentlicher Strukturen, Systeme und Komponenten des KKL ist im Bild 8 dargestellt.

Im Reaktorkern wurde am 09.04.1984 zum ersten Mal Kritikalität erreicht. Seit dem 04.12.1984 wird die Anlage kommerziell betrieben.

Das KKL besitzt an zwei Orten Lagerbecken für Brennelemente (BE), zwei Becken im BE-Gebäude (ZD) und ein Becken im Containment (Reaktorgebäude, ZA). Während des Betriebes befinden sich keine BE im Containment-BE-Becken.

## 4.1 Überblick über Betriebs- und Sicherheitssysteme

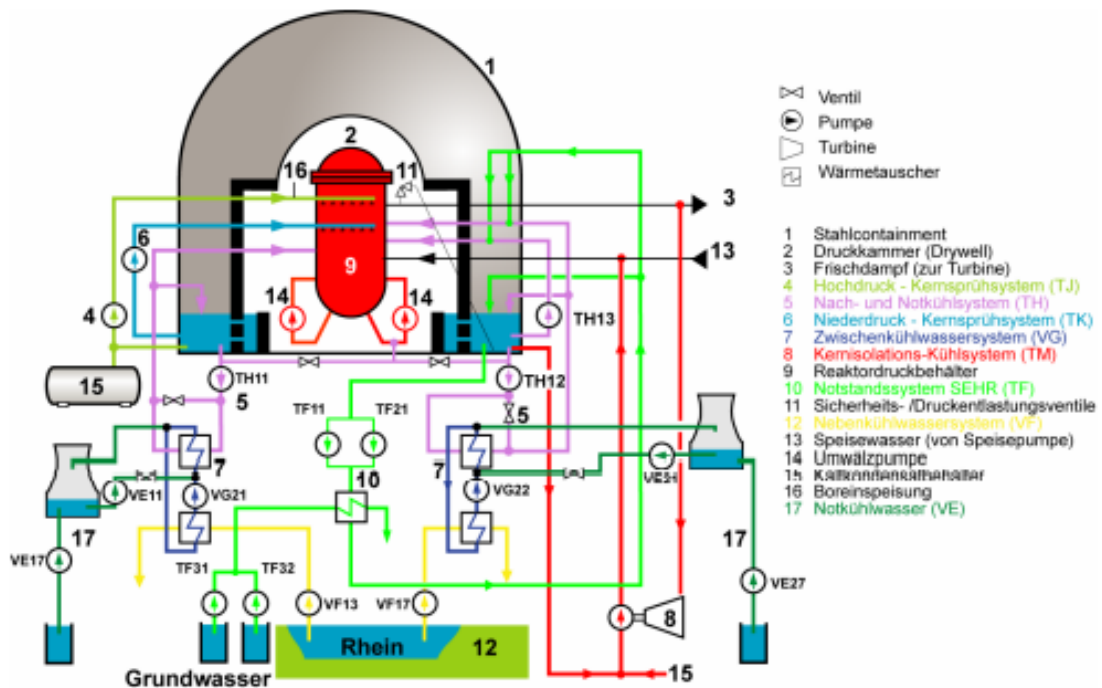


Bild 9: Überblick über die Sicherheitssysteme von KKL /ENSI 2009/

In Bild 9 sind die für die Sicherheit relevanten Strukturen, Systeme und Komponenten im Überblick dargestellt. Die folgenden Darlegungen orientieren sich inhaltlich an dem in Bild 9 gegebenen Überblick.

- **Nukleares Dampferzeugungssystem**

Das nukleare Dampferzeugungssystem umfasst den Reaktorkühlkreislauf mit dem Reaktordruckbehälter und seinen Einbauten (System YC), das Umwälzsystem (System YU) sowie die Frischdampf- und Speisewasserleitungen mitsamt Isolationsventilen und die Sicherheitsabblaseventile (System YB).

Im oberen Bereich des Reaktordruckbehälters sind die Frischdampfleitungen angeordnet. Sie führen vom Drywell in den Dampftunnel und von dort zu den Turbinen- und Bypassventilen im Maschinenhaus. Unmittelbar vor der Durchführung durch die Drywellwand und unmittelbar außerhalb der Durchführung durch die Reaktorgebäudewand ist jede der Frischdampfleitungen mit einem Isolationsventil (MSIV-Main Steam Isolation Valve) ausgerüstet. Zur Vermeidung von Leckagen von Frischdampf zwischen Drywell

und MSIV im Dampftunnel werden die Frischdampfleitungen in diesem Bereich in einem coaxialen Schutzrohr geführt. Bei einer möglichen Leckage würde infolge der geometrischen Bedingungen der Frischdampf in das Innere des Reaktorgebäudes geleitet.

Das Speisewassersystem umfasst den Speisewasserbehälter mit 4x25%-Mischvowärmern/Entgasern, die drei Speisewasserpumpen (je 50%), die zweisträngige Hochdruckvowärmeranlage (vier Wärmetauscher) und die Speisewasserleitungen bis zur Einspeisung in den Reaktor. Das Speisewasser wird nach der Hochdruckvowärmeranlage über zwei Hauptleitungen durch den Dampftunnel in den Drywell geführt. Rückschlagklappen in den Speisewasserleitungen sollen im Fall eines Leitungsbruchs oder eines Ausfalls der Speisewasserpumpen eine Rückströmung des Reaktorwassers verhindern.

Ein Bypass-System erlaubt die gesamte Dampfmenge vom Reaktor über die Dampfeinführvorrichtung direkt in den Kondensator zu leiten, um ihn dort über die Hauptwärmesenke abzukühlen. Nach einem Turbinenschnellschluss wird der produzierte Dampf über das Bypass-System in den Kondensator geleitet. Da der Kondensator durch seine Auslegung nur kurze Zeit 100 % Dampfmenge aufnehmen kann, soll nach entsprechender Zeit durch eine automatische Leistungsreduktion die Leistung auf ca. 50-60 % im Reaktor reduziert und somit der Kondensator entlastet werden.

Muss der Reaktordruck zur Sicherstellung der Kernkühlung mit den Niederdruck-Einspeisesystemen schnell entlastet werden, so kann bei Verfügbarkeit der Hauptwärmesenke und offenen FD-Isolationsventilen der Druckabbau über den Kondensator in die Hauptwärmesenke durchgeführt werden.

- **Containment**

Das Containment des KKL besteht aus dem Primärcontainment und dem Sekundärcontainment, wobei das Primärcontainment vom Sekundärcontainment umschlossen wird. Das Primärcontainment umfasst den Drywell, die Druckabbaukammer/Kondensationsbecken (DAK) und das Stahlcontainment. Das Sekundärcontainment besteht aus dem Reaktorgebäude, dem Reaktorhilfsanlagegebäude ohne den Teil mit den elektrischen Ausrüstungen, dem Brennelementlagergebäude und dem mittleren Teil des Notstandgebäudes.

Das Containment hat im Zusammenwirken mit den Containmentsystemen bei allen Auslegungstörfällen und im Normalbetrieb die Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung unterhalb zulässiger Grenzwerte zu halten. Diesem Zweck dient u. a. das Aufrechterhalten eines Unterdrucks im Ringraum im Normalbetrieb. Zum Schutz vor

Unterdruckversagen verfügt das Stahlcontainment über zwei Durchdringungen (Vakuumbrecher), die je über eine druckluftbetätigte Isolationsklappe außerhalb und über eine selbsttätige Rückschlagklappe innerhalb des Primärcontainments verfügen.

Das Isolationssystem des Primärcontainments schließt bei einem Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Drywells alle für eine Störfallbekämpfung nicht benötigten Containment- und Drywelldurchdringungen. Ziel der Maßnahmen soll es sein, eine Umgehung des Kondensationsbeckens zu verhindern. Im Falle eines Leitungsbruches außerhalb des Drywells soll der Kühlmittelverlust begrenzt werden.

Das Zusatzwassersystem für das Kondensationsbecken dient der Sicherstellung eines ausreichenden Wasservolumens im Kondensationsbecken nach einem Kühlmittelverluststörfall. Das Wasservolumen im Kondensationsbecken dient neben der Funktion für die Dampfkondensation auch als Wasserreservoir für die Notkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme und als Waschvorlage für während eines Störfalls freigesetzte Aerosole.

Die Systeme zur Wasserstoffbeherrschung sind zur Überwachung und Begrenzung der  $H_2$ -Konzentration insb. bei Kühlmittelverluststörfällen vorgesehen.

Das  $H_2$ - Mischsystem soll für eine Durchmischung und Verdünnung des Wasserstoffgehalts im Drywell durch Einblasen von Luft aus dem Containment sorgen, um lokal zündfähige Wasserstoffkonzentrationen zu vermeiden.

Zur Vermeidung unzulässiger Wasserstoffkonzentrationen im Containment bei Kühlmittelverluststörfällen ist es auslegungsgemäß vorgesehen, innerhalb von zwei Tagen nach Störfalleintritt einen Rekombinator (XP) in Betrieb nehmen zu können. Als Auslegungsbasis für das System gilt, dass eine Wasserstoffkonzentration von 4% bei Inbetriebnahme spätestens 40 h nach einem Kühlmittelverluststörfall nicht überschritten werden darf.

Bei auslegungsüberschreitenden Zuständen (Kernschmelzunfällen) kann durch eine Zirkon-Wasserreaktion zusätzlich Wasserstoff gebildet werden. Hierzu ist im Containment ein  $H_2$ -Zündsystem vorhanden, welches dazu dienen soll, den gegenüber der unteren Zündgrenze überschüssigen Wasserstoff kontrolliert abzubrennen. Das Zündsystem ist batteriegestützt und verfügt über 50 im Containment angeordnete Zünder. Weitere Ausführungen hierzu in Kapitel 4.2.



Das Isolationssystem des Sekundärcontainments ist zum Zwecke einer vorsorglichen Lüftungstechnischen Isolation zur Reduzierung möglicher Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung eingerichtet.

Das Notabluftsystem (SGTS) ist ein Sicherheitssystem zur Sicherstellung eines Unterdrucks im Sekundärcontainment. Das Notabluftsystem ist redundant und räumlich getrennt ausgeführt. Die elektrische Spannungsversorgung erfolgt von den Divisionen 11 und 21. Bei Ausfall einer Komponente soll eine automatische Umschaltung auf das redundante System erfolgen. Das Notabluftsystem soll bei einer Reihe von Signalen, z.B. auch bei einem Kühlmittelverluststörfall, automatisch starten.

- **Sicherheitssysteme und Notstandssystem**

In /KKL 2011/ findet man in Bezug auf die Ausführung von Sicherheitssystemen im KKL die folgende Formulierung: „Im Bereich der Auslegungsstörfälle verfügt das KKL über die Nachwärmeabfuhrsysteme RHR A und B, welche alternativ und bei Anforderung alternierend die Nachzerfallwärme aus dem Reaktor und aus dem Brennelementbecken abführen können. Die Systeme sind als Sicherheitssystem weitgehend redundant aufgebaut und notstromversorgt.“

Für die Kernnotkühlung und die Nachwärmeabfuhr stehen im KKL folgende Systeme zur Verfügung:

- das einsträngige Hochdruck-Kernsprühsystem (High Pressure Core Spray HPCS)
- das einsträngige, dampfgetriebene Reaktorkernisoliations-Kühlsystem (Reactor Core Isolation Cooling RCIC)
- das einsträngige Niederdruck-Kernsprühsystem (Low Pressure Core Spray LPCS)
- das je nach Funktion zwei- oder dreisträngige Nach- und Notkühlsystem<sup>79</sup> (Niederdruck-Kernflutsystem, Low Pressure Core Injection LPCI)
- das automatische Druckentlastungssystem (Automatic Depressurization System ADS)

---

<sup>79</sup> Sh. /ENSI 2009/

Das Notstandssystem, Special Emergency Heat Removal (SEHR), entspricht hinsichtlich der Funktion einem LPCI. Das SEHR ist hinsichtlich der passiven Komponenten einsträngig aufgebaut (zur Frage des Einzelfehlers bei passiven Komponenten sh. Anhang 6). Die aktiven Komponenten sind in doppelter, zweisträngiger Ausführung vorhanden.

Bei kleinem und mittlerem LOCA, aber auch bei Ereignissen mit Ausfall der Hochdruckeinspeisesysteme können die Niederdrucksysteme erst nach Auslösung des ADS (Automatisches Druckentlastungssystem) und entsprechender Druckentlastung eingreifen.

Das Hochdruckkernsprühsystem (HPCS) gehört zu den Kernnotkühlssystemen. Der Betrieb des Hochdruckkernsprühsystems ist unabhängig vom Betrieb anderer Kernnotkühlssysteme. Das System verfügt über eine Hochdruckpumpe, die elektrisch vom Eigenbedarf oder einem eigenen Notstromdiesel (Division 31) versorgt wird.

Bei Ausfall des Speisewassersystems und Ausfall des RCIC-Systems soll das Hochdruck-Kernsprühsystem nach einer Abschaltung der Anlage die Funktion der Notspeisewasserversorgung erfüllen.

Das Niederdruckkernsprühsystem (LPCS) dient auslegungsgemäß im Zusammenwirken mit den anderen Kernnotkühlssystemen der Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern. Das einsträngige System gewährleistet in Verbindung mit dem automatischen Druckentlastungssystem (ADS) bei einem Kühlmittelverluststörfall die Kühlung der Brennstäbe im Kern unabhängig von anderen Kernnotkühlssystemen. Das Niederdruck-Kernsprühsystem ist der Division 11 zugeordnet und über diese mit Kühlwasser und elektrischer Energie versorgt, einschließlich Notstromversorgung. Die Pumpe saugt Wasser aus der DAK an und fördert es in den Reaktor, wo es über dem Kern durch eine Sprühleitung verteilt wird. Das System ist für ein Sicherheitserdbeben ausgelegt.

Das Nach- und Notkühlssystem (RHR) erfüllt im KKL Betriebs- und Sicherheitsfunktionen. Das System soll je nach Funktion zwei- oder dreisträngig aufgebaut sein. Die einzelnen Stränge mit einer Sicherheitsfunktion sind den Divisionen 11 und 21 zugeordnet, wobei die Wärmeabfuhr aus dem System über die nuklearen Zwischenkühlkreisläufe (VG) auch mit dem Notkühlwassersystem (VE) erfolgen kann.

Die Notstromversorgung der einzelnen Divisionen ist durch jeweils einen Diesel gesichert.

Die betrieblichen Funktionen des Systems sind die Nachwärmeabfuhr nach Abschaltung des Reaktors (Abfahrkühlung) und die Nachwärmeabfuhr mittels Dampfkondensation bei isoliertem Reaktor.

Des Weiteren soll das System als Redundanz zum Brennelementlagerbecken-Kühlsystem TG sowie der Kühlung und Niveauabsenkung der DAK dienen.

Die Niederdruckkernflutung (LPCI, Low Pressure Coolant Injection) wie auch die Kühlung der Druckabbaukammer (DAK) sollen Sicherheitsfunktionen bei Störfällen darstellen. Die Kühlung der Druckabbaukammer soll einen Druckanstieg im Containment verhindern und soll damit die Integrität des Containments bei Störfällen gewährleisten.

Das RHR-System besteht im Wesentlichen aus 3 unabhängigen Strängen A, B und C. Alle 3 Pumpen saugen mit separaten Leitungen aus der Druckabbaukammer (DAK). Die Pumpen A und B haben zusätzlich die Möglichkeit, aus der Saugleitung des Umwälzsystems B Wasser zu beziehen. Die beiden Stränge sind mit je einem Wärmetauscher ausgerüstet, welche mit Zwischenkühlwasser (NICCW) gekühlt werden.

Das RHR-System besteht aus verschiedenen Untersystemen und kann in fünf verschiedenen Betriebsarten eingesetzt werden, von denen drei sicherheitsrelevant sind (sh. hierzu insbesondere die Angaben in /HSK 1996/ und /KKL 2011/.

Das Untersystem zur *Niederdruck-Kernflutfunktion* (LPCI) besteht aus drei Strängen A, B und C mit je einer Hauptpumpe, welche über separate strangzugeordnete Leitungen und jeweils einen separaten Saugkorb Wasser aus dem Kondensationsbecken ansaugen und im Reaktordruckbehälter innerhalb des Kernmantels einspeisen.

LPCI-A wird von Division 11 und LPCI-B und C von Division 21 mit Strom versorgt.

Bei der Betriebsart *Kondensationsbeckenkühlfunktion* des Nachwärmeabfuhrsystems RHR wird die Wärmeabfuhr aus dem Kondensationsbecken bei einem Auslegungsstörfall mit Wärmeeintrag in das Kondensationsbecken sichergestellt.

Die Funktion *Dampfkondensation* des Nachwärmeabfuhrsystems kann in Verbindung mit dem Notspeisewassersystem (RCIC) verwendet werden, um bei einer Isolation des nuklearen Dampferzeugungssystems (z.B. nach einem Scram) Dampf mit reduziertem Druck und reduzierter Temperatur aus den Hauptdampfleitungen in den RHR-Wärmetauschern A oder B zu kondensieren. Diese Betriebsart ist nicht sicherheitstechnisch relevant.

In der *Kaltfahrfunktion* führt das Nachwärmeabfuhrsystem RHR die Nachwärme aus dem Reaktordruckgefäß ab, wenn die Anlage abgestellt ist und Vorbereitungen z.B. für einen Brennstoffwechsel getroffen werden. Dabei entnimmt eine Pumpe das Wasser einer

Umwälzschleife und fördert es über eine Speisewasserleitung zum Reaktor zurück. Bei Nichtverfügbarkeit dieser Betriebsart, z.B. infolge des Nichtöffnens einer Absperrarmatur, kann mit den RHR-Pumpen und Wärmetauschern ein Kreislauf zwischen dem Kondensationsbecken und dem Reaktor gebildet werden.

Das Nachwärmeabfuhrsystem RHR kann in Ergänzung des Brennelementlagerbeckenkühl- und Reinigungssystems (FPCCU) zur *Kühlung des Brennelementlagerbeckens* herangezogen werden. Eine Notwendigkeit hierfür besteht nur, wenn der gesamte Reaktorkern ausgeladen werden muss (z.B. zur Behebung der Folgen eines Störfalles).

Das automatische Druckabbausystem (ADS, Automatic Depressurization System) soll beim Auftreten kleiner Lecks innerhalb des Drywells und nicht auslegungsgemäßem Funktionieren des Hochdruck-Kernsprühsystems das schnelle, kontrollierte Entlasten des Reaktordruckgefäßes auf ein Druckniveau, das den Niederdruck-Kernnotkühlsystemen das Einspeisen ermöglicht, gewährleisten. Für die automatische Druckabbaufunktion werden acht der sechzehn Sicherheits-/Entlastungsventile geöffnet. Das automatische Druckabbausystem (ADS) besteht aus 8 der 16 Sicherheits-/Entlastungsventile (SRV), der ADS-Steuerlogik und der Steuerluftversorgung der Ventile. Die 16 Sicherheits-/Entlastungsventile sind federbelastete Ventile, die zusätzlich mit einem Druckluftzylinder ausgerüstet sind, welcher ein Öffnen der Ventile bei einem Druck unterhalb des Federeinstellwertes ermöglicht. Der Druckluftzylinder wird über elektromagnetische Vorsteuerventile von Hand oder automatisch betätigt. Die acht, für die ADS-Funktion bestimmten Sicherheits-/Entlastungsventile sind mit je sechs Vorsteuerventilen ausgerüstet:

- zwei Vorsteuerventile (B und D) für ECCS-ADS-Auslösung
- zwei Vorsteuerventile (A und C) für SEHR-ADS-Auslösung
- zwei Vorsteuerventile (E und F) für Druckbegrenzung.

Das ADS stellt aufgrund seiner Funktion als Druckabbausystem eine Redundanz für das HPCS dar.

Das Notstandssystem (SEHR) hat die Aufgabe, sicherzustellen, dass der Reaktor und das Containment unter Notstandsbedingungen während mindestens zehn Stunden ohne

manuelle Eingriffe gekühlt wird<sup>80</sup>. Das SEHR-System ist somit ein Kernkühlsystem im Falle auslegungsüberschreitender Anlagenzustände. Das Notstandssystem ist ein autonomes System mit eigener Kühlwasserversorgung (Brunnenwasser), Eigenbedarfsnetz mit Notstromdieselaggregaten und Batterien, sowie eigener Instrumentierung. Das SEHR-System verfügt somit über eigene Kühlwasser- und Stromquellen (2 Dieseldieselgeneratoren, Divisionen 51 und 61) sowie eigenem Initialisierungssystem (unabhängig vom Reaktorschutz). Alle aktiven Komponenten sind redundant angelegt. Der Wärmetauscher ist jedoch nur einfach vorhanden.

Unter einem Notstand versteht man u. a., wenn durch externe Einwirkung auf das Kraftwerk folgende Aktionen/Einrichtungen nicht gewährleistet sind /KKL 2011/:

- Das Betriebspersonal des Kraftwerkes ist außerstande, Schaltheaktionen für eine Reaktorkern- und Containmentkühlung in den nächsten 10 Stunden durchzuführen.
- Die Not- und Nachkühlsysteme ausserhalb des Drywells (HPCS, LPCS, LPCI, RCIC) sind während den nächsten 10 Stunden nicht betriebsfähig, oder es besteht keine Gewähr dafür.
- Die redundanten Wärmesenken VC, VF und die diversitäre Wärmesenke VE stehen nicht zur Verfügung.

Das SEHR-System soll einen von außen unabhängigen, mindestens 10-stündigen Betrieb gewährleisten:

- Reaktorkern- und Containment-Kühlung (RCC/RCCC) oder
- Containmentkühlung (CC, Kühlung der DAK)

Das RCIC (Reactor Core Isolation Cooling, Reaktorkernisolations-Kühlsystem, TM) zählt gemäß Auslegung des KKL nicht zu den Notkühlsystemen, nimmt als Sicherheitssystem jedoch Sicherheitsfunktionen wahr. Das Reaktorkernisolations-Kühlsystem dient bei abgeschaltetem, isoliertem Reaktor und Ausfall des Speisewassersystems als System zur

---

<sup>80</sup> „The available special emergency systems play an important role in this regard. These systems were required in the past by ENSI in order to ensure protection against the consequences of earthquakes, aircraft crashes, external flooding, explosions, major fires and impacts caused by third parties. With these systems the safety functions for reactor shutdown, core cooling and removal of decay heat are achieved automatically and autonomously for at least 10 hours if needed; in the longer term, switching operations by the operating staff are required.“ /CNS 2012/

Hochdrucknoteinspeisung. Diese Sicherheitsfunktion gewährleistet die Niveauhaltung im RDB beim Abkühlen der Anlage bis zum Abfahren durch die Nachkühlfunktion des TH-Systems. Betrieblich dient das Reaktorkernisolations-Kühlsystem der Niveauhaltung im Reaktor in den Betriebsarten „Hot Standby“ und „Kaltfahren des Reaktors ohne Speisewasser“.

Das System besteht im Wesentlichen aus einer Dampfturbine, die mit Dampf aus dem RDB betrieben wird und einer von ihr angetriebenen Hochdruckpumpe. Die Energieversorgung des Systems erfolgt neben dem Dampf mit batteriegepuffertem Gleichstrom der Notstromschienen ES11/21.

Das Vergiftungssystem (TW, SLCS-Stand by Liquid Control System) ist ein redundantes, unabhängiges Abschaltssystem, welches dafür ausgelegt ist, den Reaktor durch Boreinspeisung von Vollast in den kalten, unterkritischen Zustand zu fahren und in diesem Zustand zu halten, ohne dass die Steuerstäbe verfahren werden müssen. Hinsichtlich seiner Funktion stellt es ein unabhängiges Backup-System für das Einfahren der Steuerstäbe mit dem Steuerstabantriebssystem dar. Die elektrische Versorgung erfolgt von der Notstromschiene der Divisionen 11 und 21. Das System verfügt über einen Borsäuretank, sowie zwei Strängen mit je einer Pumpe.

Das Nebenkühlwassersystem (VF) hat die Aufgabe, die in den Wärmetauschern verschiedener Reaktor- und Turbinenzwischenkühlkreisläufe sowie in verschiedenen Hilfskreisläufen (Ventilationskühler) anfallende Wärme bei normalen Betriebsverhältnissen und bei Auslegungstörfällen in den Rhein abzuführen. Das Nebenkühlwassersystem besteht aus drei voneinander unabhängigen Kühlkreisläufen (Loop "A" und "B", Loop "0").

Die Kreisläufe A und B des Nebenkühlwassersystems haben eine sicherheitstechnische Bedeutung. Diese Kreisläufe werden jedoch nicht über eine Notstromschiene versorgt. Bei Ausfall des Nebenkühlwassersystems und/oder des Zwischenkühlwassersystems wird die Wärmeabfuhr als Sicherheitsfunktion durch das Notkühlwassersystem gewährleistet.

Das System ist für ein Betriebserdbeben ausgelegt. Darum ermöglicht das System bei allen Betriebs-, Stör- u. Unfällen mit Ausnahme bei einem Sicherheitserdbeben die Wärmeabfuhr. Die Komponenten, die mit dem SEHR-System in Verbindung stehen (Überlaufbecken etc.), sind nach den vorliegenden Informationen für ein Sicherheitserdbeben ausgelegt.

Das nukleare Zwischenkühlwassersystem (NICCW, Nuclear Island Closed Cooling Water) führt die in der Reaktoranlage anfallende Abwärme im Normalbetrieb und bei Auslegungstörfällen an das Nebenkühlwassersystem ab.

Das NICCW-System soll so ausgelegt sein, dass die Kühlung des Reaktors nach einem Kühlmittelverluststörfall (LOCA), auch bei Auftreten eines Einzelfehlers, gewährleistet sein soll.

Die Kreisläufe des Zwischenkühlwassersystems bilden dabei eine Aktivitätsbarriere zwischen dem Reaktorkühlkreislauf und dem Nebenkühlwasser. Das nukleare Zwischenkühlwassersystem ist in drei Kreisläufe aufgeteilt, wovon die Kreisläufe A und B auf Grund der angeschlossenen Kühlstellen von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, während der Kreislauf 0 lediglich betriebstechnische Aufgaben zu erfüllen hat. Die Kreisläufe A und B haben je 2 Pumpen mit einer Nennfördermenge von je 1.650 m<sup>3</sup>/h bei einem Förderdruck von 3,5 bar. Beide Kreisläufe sind mit je einem belüfteten Hochbehälter ausgerüstet.

Der Kreislauf 0 wird entweder vom Kreislauf A oder B versorgt und hat keine eigenen Umwälzpumpen und Wärmetauscher. Von den Kreisläufen A und B kann er durch Motorschieber abgetrennt werden. Diese Schieber sind gegeneinander verriegelt.

Eine generelle Auslegung des nuklearen Zwischenkühlwassersystems gegen das Sicherheitserdbeben (EK I) ist nicht erforderlich, da bei einem Ausfall die Reaktoranlage mit Hilfe des Notnebenkühlwassersystems (ESW) abgefahren werden kann, welches gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt ist. Lediglich die Isolationsventile und die notnebenkühlwasserseitigen Wärmetauscher sind gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt und in die Sicherheitsklasse 2 eingestuft. Die beiden geschlossenen, zueinander redundanten, sicherheitsrelevanten Kreisläufe A und B verfügen über je zwei Pumpen, die das Kühlwasser von zwei notnebenkühlwasserseitigen Wärmetauschern über die Wärmetauscher der den Kreisläufen zugeordneten Systeme fördern.

Die Aufgabe des Notnebenkühlwassersystems - Emergency Service Water (ESW) besteht in der Wärmeabfuhr aus den für ein sicheres Abfahren der Reaktoranlage notwendigen Systemen bei Ausfall des Nebenkühlwassersystems und/oder des nuklearen Zwischenkühlwassersystems. Das System dient der Kühlwasserversorgung der Wärmetauscher der Notstromdieselanlage, der Raumkühler der Notsteuerstellen sowie der Wärmetauscher des Zwischenkühlwassersystems. Das Notnebenkühlwassersystem ist in drei Stränge aufgeteilt. Zwei Stränge A und B sind vom Aufbau her weitgehend identisch. Der dritte Strang dient zur Kühlung des Hochdruckkernsprühsystems HPCS und ist kleiner dimensioniert als die beiden anderen Stränge. Das HPCS verfügt nur über diese

Kühlungsart. Die drei Systeme sind in 3 räumlich weitläufig getrennten Gebäuden angeordnet, um einen Totalausfall (Common Cause Failure, CCF) bei einem Flugzeugabsturz zu verhindern.

Die Notkühlwasserstränge A/B werden bei Ausfall des Nebenkühlwassers VF und/oder des nuklearen Zwischenkühlwassers NICCW in Betrieb genommen. Das Notkühlwasser des HPCS versorgt nur systemeigene Kühlstellen. Weiterhin hat das Notkühlwassersystem ESW die Wärme aus den Systemen abzuführen, die für ein sicheres Abfahren des Reaktors notwendig sind.

Die elektrische Versorgung wird durch die jeweilige Notstromdieselanlage gewährleistet. Die wesentlichen Bestandteile jedes Stranges sind:

- Notnebenkühlwasserpumpen (Stränge A und B mit je einer Hauptpumpe, einer Diesekühlwasserpumpe und einer Druckhaltepumpe, HPCS-Strang mit Diesekühlwasserpumpe und Druckhaltepumpe) mit Rohrleitungen, Armaturen und kleinem Druckwindkessel
- Notkühltürme mit Ventilator(en)
- Zusatzwasserbrunnen mit Grundwasserpumpe
- Chemikalienanlage mit Chemikalienbehälter und Dosierpumpen

Das Notstandnebenkühlwassersystem dient ausschließlich der Kühlwasserversorgung des Notstandssystems.

Brennelementlagerbeckenkühlung (Fuel Pool Cooling and Clean-Up System- FPCCU, TG):

Die im Brennelementbecken und bei einem normalen BE-Wechsel im Containmentbecken anfallende Nachzerfallswärme des abgebrannten Brennstoffes wird durch das FPCCU über die zwei parallelen Wärmetauscher an das nukleare Zwischenkühlsystem NICCW (Loop 0) und damit an die Wärmesenke Rhein abgegeben. Für den Fall, dass eine der zwei Pumpen ausfällt, ist eine dritte, auf einem Grundrahmen montierte Motor/Pumpeneinheit im FPCCU- Pumpenraum gelagert. Diese Reserveeinheit muss innerhalb von 10 Stunden nach dem Ausfall einer Pumpe angeschlossen und zugeschaltet werden, um die Kühlung und Reinigung der Brennelementbecken zu gewährleisten.

Bei einem außerordentlichen BE-Wechsel (mehr als 190 BE im Containmentbecken) wird das Becken zusätzlich durch das Containment-Brennelementlagerbecken-Kühlsystem (CFPC) gekühlt. Das CFPC (TH24) ist eine Ergänzung der RHR-A und B Systeme. Das Containment-Lagerbeckenkühlsystem (CFPC-System) hat die Aufgabe, während



der BE- Wechelperiode bis zu 648 BE (eine Kernladung) zu kühlen, die sich im Kompaktlager im Containment-BE-Lagerbecken befinden. Das CFPC-System ist eine Ergänzung zu den bestehenden RHR-Systemen und benutzt dessen Pumpen, Wärmetauscher usw. Es ist so ausgelegt, dass es die Nachzerfallwärme eines ganzen Kems abführen kann.

Bei Ausfall des BE-Becken-Kühl- und Reinigungssystems TG, oder des NICCW-Loop 0, oder wenn die abzuführende Wärmemenge zu groß ist, kann die BE-Beckenkühlung über spezielle Querverbindungen mit den RHR-Pumpen und Wärmetauschern sichergestellt werden.

- **Stromversorgung**

Die elektrische Energieversorgung des KKL wird durch interne und externe Stromquellen aufrechterhalten. Bei einem Ausfall des Generators und der externen Netzanbindungen erfolgt die Stromversorgung der für die Sicherheit relevanten Verbraucher durch die Notstromversorgungsanlagen. Hierzu gehören die den Divisionen 11, 21 und 31 sowie 51 und 61 zugeordneten Gleichstromversorgungssysteme und unterbrechungslosen Wechselstromversorgungssysteme sowie die Notstromdieselanlagen der Divisionen 11, 21 und 31 sowie die Notstanddieselanlagen der Divisionen 51 und 61 (Bild 10).

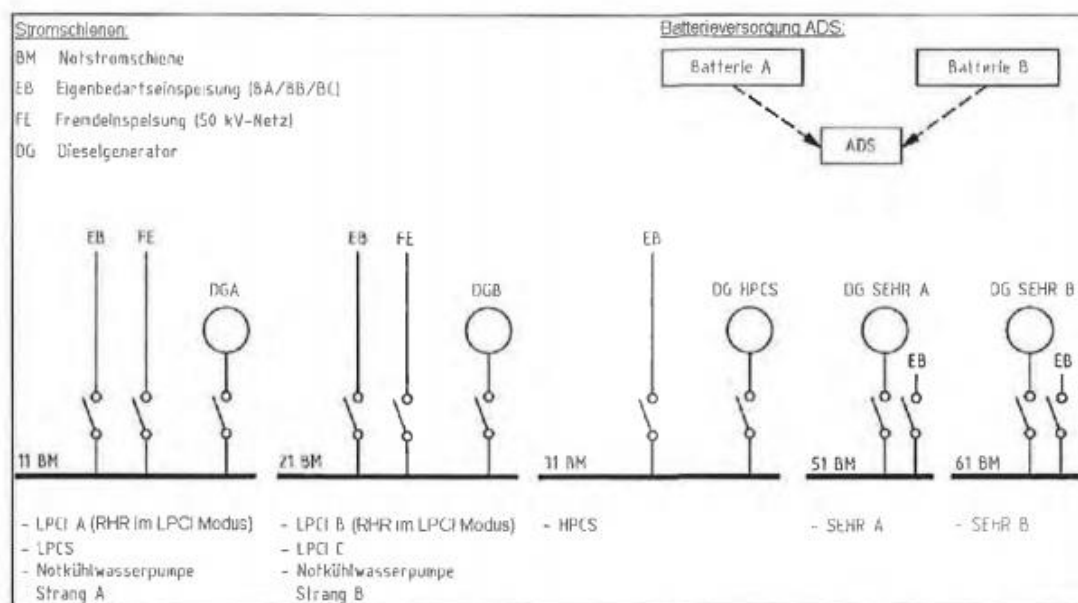


Bild 10: Übersicht über die Stromversorgung der Kernnotkühlsysteme /KKL 2011/

Zur Stromversorgung stehen folgende Quellen zur Verfügung:

- der eigene Turbogenerator des Kraftwerks
- zwei Einspeisungen von der 380 kV-Ringleitung Laufenburg-Beznau
- zwei 50 kV-Einspeisungen (Unterwerk Beznau, Wasserkraftwerk Klingnau)
- fünf Dieselgeneratorgruppen für die elektrische Versorgung von Sicherheitssystemen und des Notstandsystems
- ein SAMG - Diesel (150kW) zur Wiederaufladung von Batterien im SBO<sup>81</sup> und Total-SBO Fall.

Die Notstromdiesel des Kraftwerkes versorgen zwei redundante Stränge (Div. 11/21). Ein dritter Strang versorgt ausschließlich das HPCS (Div. 31). Jeder Strang wird von einem eigenen Notstromdieselaggregat versorgt. Die Notstromdieselanlagen versorgen diejenigen Verbraucher mit elektrischer Energie, die bei Ausfall der normalen Eigenbedarfsversorgung 27 kV und der Fremdeinspeisungen 380 kV/50 kV, für ein sicheres Abfahren der Reaktoranlage benötigt werden. Wegen dem strangorientierten Aufbau der Notstromversorgung sollen die Hilfsanlagen, wie Anlasssystem, Kraftstoffanlage und Kühlwasserversorgung, den einzelnen Diesel-Generatorgruppen fest zugeordnet sein.

Jede Notstromdieselanlage ist erdbebensicher (also gegen SSE<sup>82</sup> ausgelegt) in einem eigenen Gebäude untergebracht. Die Gebäude sind räumlich getrennt, um ein gemeinsames Versagen nach einem Flugzeugabsturz auf das Kraftwerksgelände zu verhindern.

Bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung erhalten die Notstromgruppen Div.11/21/31 nach Ablauf einer Wartezeit ( $t > 3$  sec) gleichzeitig den Startbefehl.

Im KKL sind vier Spannungsebenen an Gleichstromversorgung vorhanden. Sie dienen der Gewährleistung einer unterbrechungslosen Gleichstromversorgung für Steuerung, Messung, Signalisierung, spezieller Schieber und Pumpenantriebe. Die Gleichstromversorgung der 24 V und 220 V Anlagen ist für Verbraucher bestimmt, die auch bei Netzausfall ohne Unterbrechung weiter gespeist werden müssen. Zusammen mit Ladegeräten und zugehörigen Akkumulatoren bilden sie eine unterbrechungsfreie, gesicherte Gleichstromversorgung.

---

<sup>81</sup> SBO – Station Black Out

<sup>82</sup> SSE – Safe Shutdown Earthquake (Auslegungserdbeben)

Allerdings bewertet ENSI /ENSI 2019/ die vom KKL angegebenen Autarkiezeiten der Batterien (Überbrückungszeiten) auf Grundlage der nach den Ereignissen in Fukushima in der Schweiz dokumentierten Angaben (mindestens 4 h für die Batteriegruppen mit den relevanten bei und nach Störfällen zu versorgenden elektrischen Verbraucher) als teilweise ungenügend. Daher fordert ENSI die Überprüfung der Auslegungsvorgaben für die Autarkiezeiten der Batterien der sicherheitsrelevanten und der für das Accident-Management benötigten elektrischen Verbraucher.

#### **4.2 Angaben zu den Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes**

Gelingt es nicht mehr mit auslegungsgemäßen Systemen (Sicherheitsebene 3) Kühlwasser in den Reaktor einzuspeisen, so muss für den Fall auslegungsüberschreitender Zustände mit alternativen Kühlwasser-Einspeisequellen (SAM<sup>83</sup>) der Reaktor und/oder das Containment geflutet werden (Sicherheitsebene 4) und die Wärme über geeignete (alternative) Senken abgeführt werden.

Ganz grundsätzlich gilt, dass das KKL nicht für die Beherrschung von Kernschmelzszenarien ausgelegt ist. Dieser Sachverhalt trifft auf alle AKW weltweit zu, deren Auslegung auf den in den 70- und 80-er des vergangenen Jahrhunderts angewendeten Sicherheitskonzepten basiert.

Das System der gefilterten Druckentlastung (Filtered Containment Venting -FCVS) dient bei auslegungsüberschreitenden Störfällen mit langsamem Druckanstieg im Containment der Verhinderung des Berstens des Containments, der Wärmeabfuhr aus dem Containment und während der Druckabsenkung einer Minimierung der Abgabe radioaktiver Aerosole und Jod an die Atmosphäre. Im KKL erfolgte der Abschluss dieser Nachrüstung 1993.

Ein Abblasen aus dem Containment erfolgt auslegungsgemäß bei einem Containmentdifferenzdruck von 1,35 bar, die Berstscheibe im passiven Strang spricht bei einem Differenzdruck von 2,1 bar an.

---

<sup>83</sup> SAM - Severe Accident Management (Strategie zur Beherrschung schwerer Störfälle)

Weiterhin ist das FCVS bei einem auslegungsüberschreitenden Unfall mit Freisetzung von Kernmaterial ins Primärcontainment unter der Bedingung des Ausfalles des SEHR-Systems im Zusammenhang mit alternativer SAM-Einspeisung in den RDB als eine ultimative, diversitäre Wärmesenke zu verstehen. Diese kann im Sinne eines „Feed & Bleed“ etwa 37 MWth an Nachzerfallswärmeleistung über den Kamin an die Umgebung abführen.

Wie in /ENSI 2019/ ausgeführt, wird es als sinnvoll erachtet, in der Spätphase eines auslegungsüberschreitenden Zustandes über AM Maßnahmen zu verfügen, die eine Wärmeabfuhr aus dem Containment unter Verzicht auf die FCVS ermöglichen würden. In den Störfallanweisungen (SFAs) sind dazu Möglichkeiten an Kühlwasserquellen angegeben wie Feuerlöschwasser (UJ), Nebenkondensat (RR) und Notkühlwasser (ESW-B), Zusatzwasser (UD) und Tanklöschfahrzeug (TLF).

Im Falle auslegungsüberschreitender Anlagenzustände greifen die alternativen Maßnahmen des Notfallmanagements (Severe Accident Management Guidelines; SAMG):

- Notfallmaßnahmen zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktor zur Wärmesenke
- Notfallmaßnahmen zur Wärmeabfuhr aus den BE-Becken zur Wärmesenke
- Notfallmaßnahmen zur Kühlung des Containments
- SAMG-Diesel

Zur Begrenzung der Wasserstoffkonzentration bei auslegungsüberschreitenden Zuständen ist lt. /ENSI 2017/ im KKL generell ausgeführt: „At Leibstadt NPP, there is at present time a thermal hydrogen recombiner system and an active hydrogen igniter system installed.“

In /ENSI 2019/ wird hierzu ausgeführt, dass „mit dem beantragten Konzept mit passiven autokatalytischen Rekombinatoren und passiven Zündern der Schutz des Primärcontainments und der Erhalt der Integrität des Reaktorgebäudes bei schweren Unfällen im KKL nochmals verbessert werden.“

Bei Ausfall aller Wechsellspannungsversorgungen (normale Versorgung ab 380 kV und 50 kV sowie Hauptgenerator und aller fest installierten Notstromdiesel, incl. SEHR-Diesel) besteht die Möglichkeit, eine externe Spannungsversorgung mittels eines mobilen Notstromaggregats (Leistung: 150kVA) mit den folgenden Zielen herzustellen:

- Erhalt einer zeitlich unbeschränkten ADS-Funktion über die Auslegungszeit der Batterien (ca. 5 Stunden) hinaus,
- Erhalt von wichtigen Anzeigen und Bedienmöglichkeiten im Kommandoraum oder / und Notsteuerstellen (Leittechnik 24 V),
- Stromversorgung für erneute Startversuche der fest installierten Diesel,
- Erhalt USV-Versorgung für wichtige Infrastrukturen.

In einem Notfall kommen insbesondere symptomorientierte Störfallvorschriften zur Anwendung, die um sogenannte Technische Entscheidungshilfen (Severe Accident Management Guidelines, SAMG) erweitert wurden, um Schäden in der Anfangsphase eines Reaktorunfalls zu verhüten und/oder um die Auswirkungen von Unfällen mit stark beschädigtem Reaktorkern zu lindern bzw. zu begrenzen.

Bei Auftreten eines auslegungsüberschreitenden Störfalls (z.B. grösser als SSE) mit Ausfall des BE-Beckenkühlsystems kann das Brennelementbecken durch eine separate, diversitäre für SSE ausgelegte Füllleitung direkt von extern mit Kühlwasser befüllt werden, um eine ausreichende Wasserüberdeckung der Brennelemente zu gewährleisten. Der fest installierte Notanschluss dazu befindet sich in der Brennelementeinfahrt. Dieser kann aus verschiedenen Kühlwasserquellen bespeist werden. Zusätzlich sind fest installierte Feuerlöschwasseranschlüsse am Beckenrand angebracht, welche durch das Hochreservoir oder durch externe Zuleitungen vom TLF oder ähnlichem versorgt werden können.

Weitere Einspeisemöglichkeiten in das Brennstofflagerbecken können durch die Betriebseinspeisung mit Deionat oder Kaltkondensat durchgeführt werden.

Die KKL-Notfallorganisation besteht aus der Notfallleitung mit Notfallstab, den Notfallgruppen und Einsatzelementen der Sektionen. Für die Beherrschung von Stör- und Unfällen arbeitet die Notfallorganisation anhand klarer, in einer Notfalldokumentation festgehaltenen Vorgaben.

Die gesamte KKL-Belegschaft kann bei Bedarf in die Notfallorganisation einbezogen werden. Der Umfang der Organisation ist abhängig von der Bedeutung des Notfalls und des daraus resultierenden Personalbedarfs.

## 5 Bewertung sicherheitstechnischer Aspekte neuer Reaktordesigns (wie EPR, ESBWR, AP1000)

Die neuen Reaktordesigns wie beispielsweise der European Pressurized Reactor (EPR), aber auch der Advanced Boiling Water Reactor (ESBWR) und der Advanced Passive Reactor (AP 1000) stellen kontinuierliche Weiterentwicklungen der bisherigen AKW Technik dar (Bild 12).

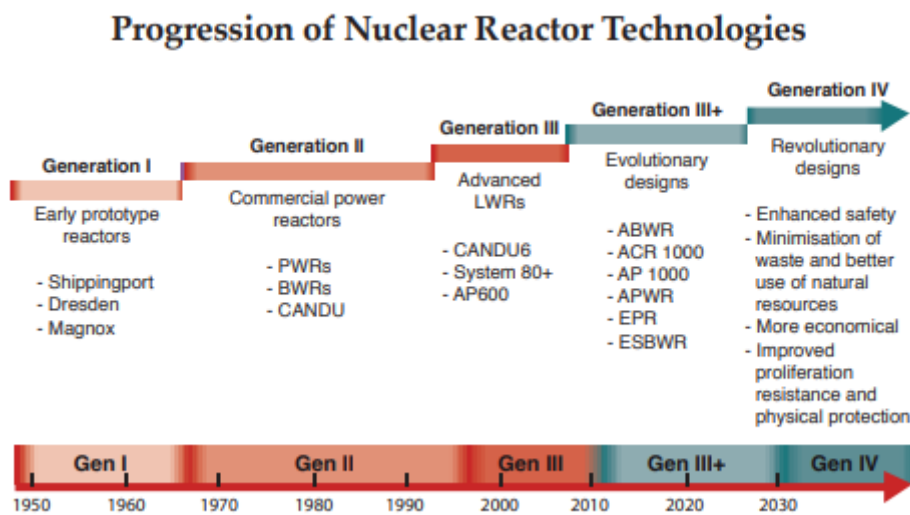
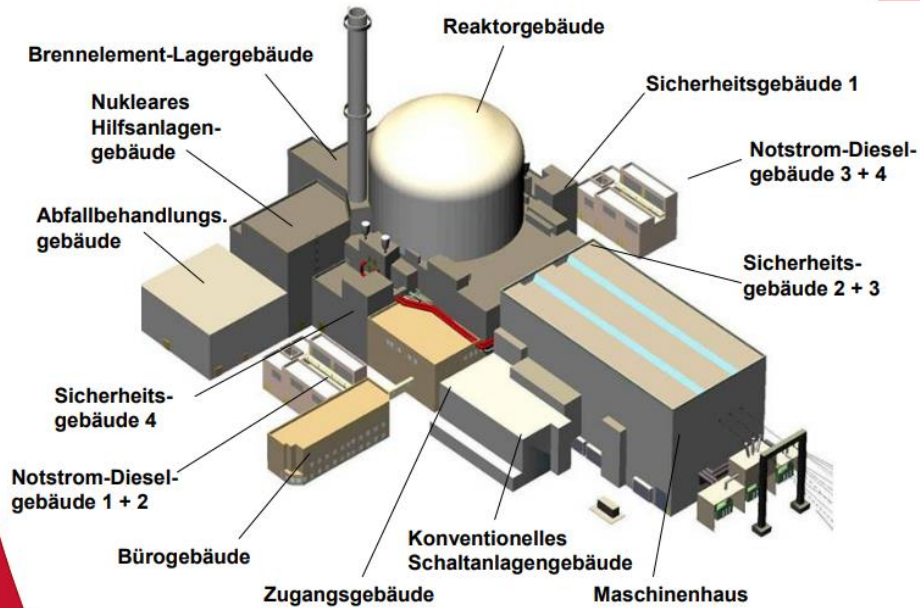


Bild 12: Entwicklungsstufen bei den AKW /OECD-NEA 2008/

- **EPR**

Der EPR ist ein mit Leichtwasser moderierter und gekühlter Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Nennleistung von 1600 MW. Das Reaktorkonzept baut auf den Konzepten des französischen N4-Reaktors und des deutschen KONVOIs auf. So sind beispielsweise die klassischen Einbauten im Primär- und Sekundärkreis vorwiegend von diesen Konzepten übernommen und teils weiterentwickelt worden.

## EPR - Gesamtansicht



## Wichtigste Sicherheitssysteme des EPR auf einen Blick

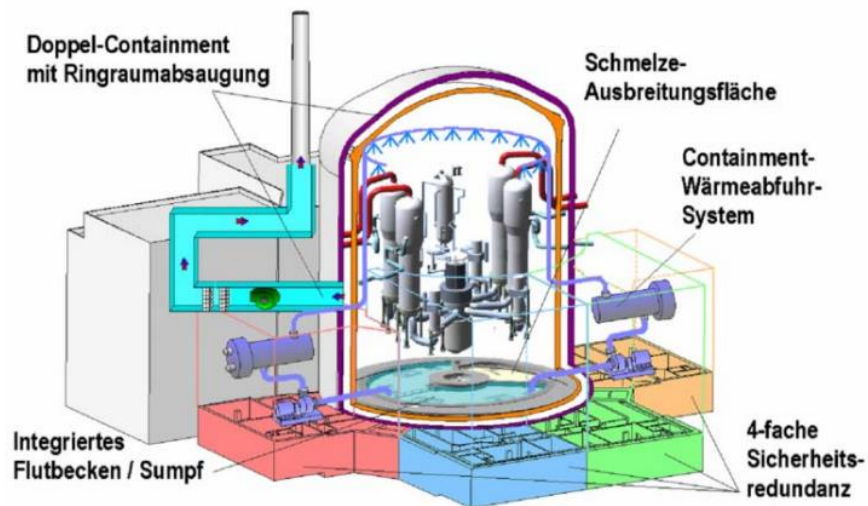


Bild 13: EPR – Gesamtansicht und Übersicht über wesentliche Sicherheitssysteme<sup>84</sup>

<sup>84</sup> [https://www.ktg.org/ktg-wAssets/docs/2005\\_11os\\_rheinruhr\\_eprvortrag.pdf](https://www.ktg.org/ktg-wAssets/docs/2005_11os_rheinruhr_eprvortrag.pdf)

Das Sicherheitsprinzip der räumlichen Trennung soll beim EPR konsequent umgesetzt worden sein, indem jede Redundanz des viersträngigen Sicherheitssystems in einem separaten Gebäude untergebracht ist. Die Sicherheitsgebäude 2+3 sollen dabei als Teil des „Reactor Shield Building“ und des „Nuclear Island“ gegen EVA gesichert sein. Die Sicherheitsgebäude 1+4 sind räumlich voneinander getrennt auf gegenüberliegenden Seiten des Reaktorgebäudes angeordnet, so dass praktisch ausgeschlossen werden soll, dass beide Gebäude durch EVA gleichzeitig zerstört werden können (Bild 13). Einen bedeutsamen Unterschied zu den Vorgängern gibt es in der Leittechnik, die beim EPR fast ausschließlich digital eingesetzt wird. Dies hat wichtige Konsequenzen für den Reaktorschutz, der sich in zwei Systeme („Protection System“ und „Safety Automation System“) mit unterschiedlichen Prioritäten aufteilt. Als wichtige Diversifikation bauen diese beiden Systeme auf verschiedenen Software-Plattformen auf.

Im Gegensatz zum Notstromsystem des KONVOIs (D1- und D2-Netz) gibt es beim EPR lediglich ein einziges Notstromnetz. Dieses ist viersträngig ausgelegt, durch Diesel unterstützt und zusätzlich gegen EVA gesichert. Zusätzlich können als diversitäre Ergänzung zwei „StationBlack-Out“-Diesel bei vollständigem Ausfall der Eigenversorgung, der Fremdnetzversorgung und der Notstrom-Dieselaggregate hinzugeschaltet werden. Als weitere Neuerung beim EPR gibt es einen im Reaktorgebäude befindlichen Behälter (IRWST), der einen großen Vorrat mit boriiertem Wasser beinhaltet. Dieser Behälter stellt eine Vielzahl von Anwendungen sowohl für den Betrieb als auch die sicherheitstechnischen Systeme dar. So ersetzt der IRWST beispielsweise Sumpf und Flutbehälter des Notkühlsystems der KONVOI-Anlagen, was zu veränderten Betriebsprozeduren im Falle von Kühlmittelverluststörfällen führt. Laut Hersteller soll der EPR durch zusätzlich integrierte Systeme schwere Unfälle mit Kernschmelze beherrschen können. Dazu sollen Szenarien wie Kernschmelze im Hochdruckpfad sowie Dampf- und Wasserstoffexplosionen im Containment praktisch ausgeschlossen werden können. Zur Vermeidung der Kernschmelze im Hochdruckpfad werden neben den Sicherheitsventilen als diversitäre Ergänzung sogenannte „Severe Accident Depressurisation Valves“ eingesetzt. Die Schmelze soll von einem Core Catcher aufgenommen werden, wo sie sowohl kurzfristig als auch langfristig durch das Containment Heat Removal System gekühlt werden kann. Um Wasserstoff- und Dampfexplosionen zu verhindern und damit die Integrität des Containments zu sichern, wird das „Combustible Gas Control System“ eingesetzt.



- **ESBWR**

Der ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor)<sup>85</sup> stellt eine neue Entwicklung des gemeinsamen Unternehmens General Electric (GE) - Hitachi auf dem Gebiet der Siedewasserreaktorentwicklung dar (Bild 14). Der ESBWR soll bei erheblich verbesserten Sicherheitseigenschaften bei gleichzeitiger Vereinfachung der Konstruktion zuverlässiger und kosteneffizienter sein als heutige SWRs mit Zwangsumlauf. Neben einem vereinfachten Aufbau sollen auch Bauteile verwendet werden, die sich bereits im ebenfalls von GE und Hitachi angebotenen Advanced Boiling Water Reactor (ABWR) bewährt haben. Die Konstruktion basiert auf den Erfahrungen, die aus dem Betrieb laufender SWRs gewonnen werden konnten, wie z. B. den GE-Entwicklungen BWR/4, BWR/6, des ABWR und der GE-Design-Entwicklung des Simplified Boiling Water Reactors (SBWR) aus den frühen 1990er Jahren. Durch die beim ESBWR mit dem weitgehenden Verzicht auf aktive Komponenten erreichte Reduzierung der Systemkomponenten sollen die Anforderungen des Betriebspersonals an Betriebsführung und Wartung und damit auch die Strahlenbelastung reduziert werden. Zusätzlich soll damit eine Verringerung des Aufkommens an niedrig-aktiviertem Abfall erreicht werden. Durch die weitgehende Verwendung von passiv wirkenden Systemen sowohl für den Normalbetrieb wie auch zur Störfallbeherrschung soll die Kernschadenshäufigkeit erheblich reduziert worden sein. Die Lebensdauer der Anlage soll 60 Jahre betragen. Weitere Ziele, die der Konstruktion des ESBWR zugrunde gelegt wurden, sind:

- jährliche Anlagenverfügbarkeit 92 % und größer,
- weniger als eine ungeplante Reaktorschnellabschaltung pro Jahr,
- Zeitraum zwischen den BE-Wechseln soll 12 bis 24 Monate betragen,
- geringe Kernschadenshäufigkeit; Faktor 10 niedriger als die Vorgänger SWRs (Zielgröße:  $< 10^{-6}$ /Jahr),
- signifikante Freisetzungshäufigkeit aus allen Ereignissen (intern & extern) begrenzt auf  $5 \times 10^{-8}$  pro Reaktorjahr;
- bis zu 72 Stunden nach einem Auslegungsstörfall, um den Reaktor und den Sicherheitsbehälter unter sicheren, stabilen Bedingungen zu halten, sollen keine

---

<sup>85</sup> <https://aris.iaea.org/PDF/ESBWR.pdf>

Bedienereingriffe sowie Wechselstromquellen für Sicherheitssysteme erforderlich sein,

- Reduktion der Strahlenbelastung des Personals gegenüber laufenden Anlagen,
- verkürzte Bauzeit.

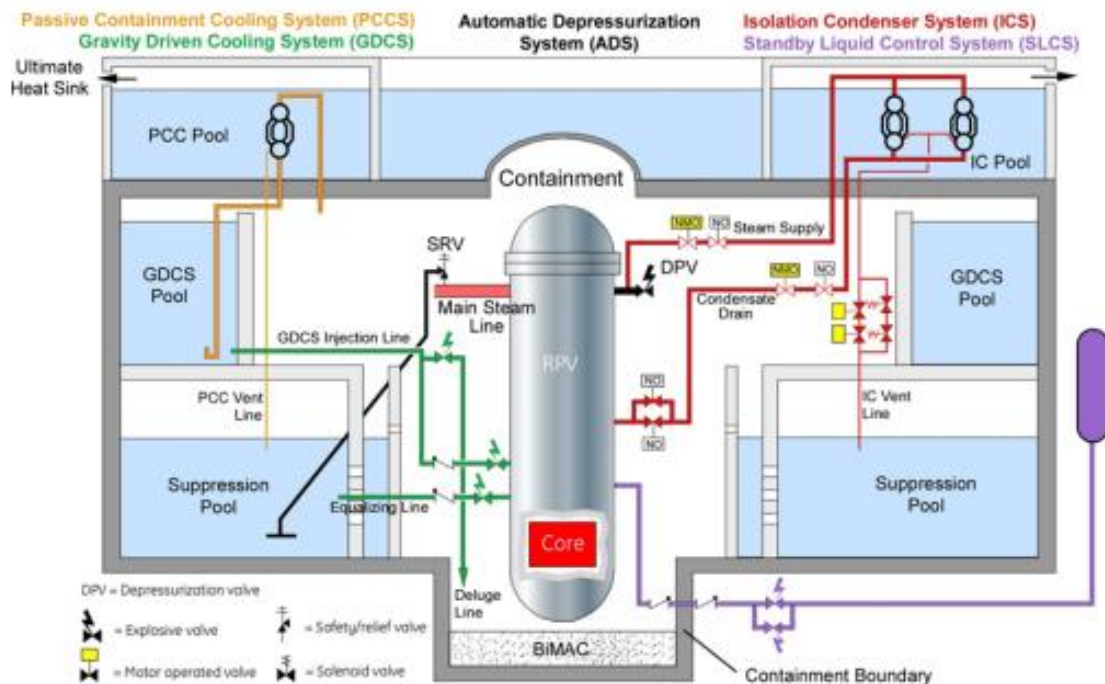


Bild 14: ESBWR - Überblick über Sicherheitssysteme (Quelle: Fußnote 85)

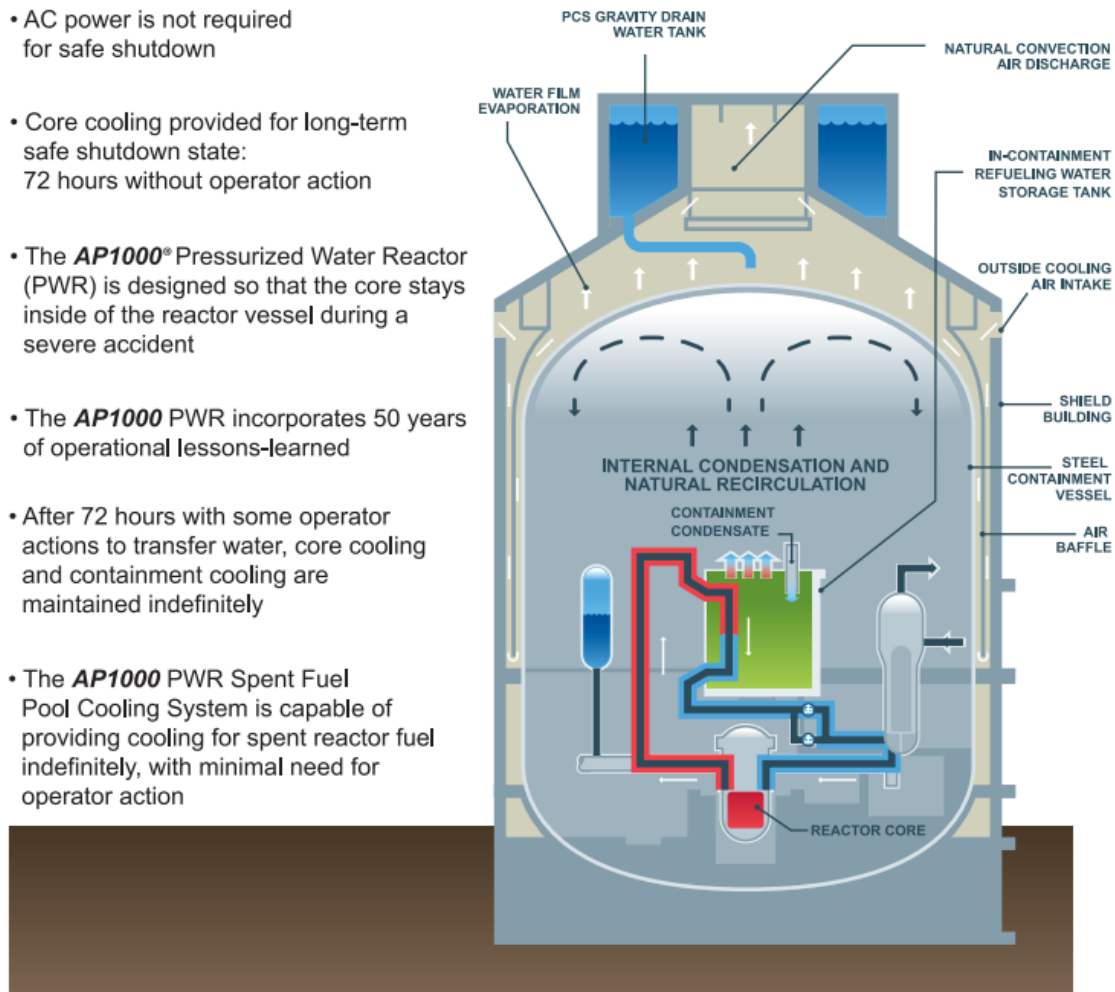
Der grundlegende Unterschied bei der Konstruktion des ESBWR zu den Vorgänger SWRs ist die konsequente Nutzung des Naturumlaufes zur Wärmeabfuhr sowohl für den Normal- wie auch für den Störfallbetrieb. Durch die Verwendung weitgehend passiver Systeme, meist in modularer Bauweise, soll es möglich geworden sein, die Konstruktion im Vergleich zu heutigen SWRs durch den Wegfall von Rohrleitungen, Pumpen, Ventilen und auch durch den Wegfall von hierzu notwendiger Energie- und Leittechnikversorgung (auch von Notstromdieselaggregaten) massiv zu vereinfachen. Weitere Vereinfachungen sind durch den modularen Aufbau der Anlage sowie die Verwendung von weitgehend bewährten Bauteilen oder Systemen begründet.

- **AP 1000**

Der Druckwasserreaktor AP1000 (Advanced Passive oder Advanced Pressurized Water Reactor) des Herstellers Westinghouse Electric ist ein innovativer Reaktor der

Generation III+ mit einer elektrischen Nettoleistung von 1120 MW. Das Anlagenkonzept des AP1000 ist gegenüber herkömmlichen Anlagen stark vereinfacht worden und zeichnet sich durch die umfangreiche Verwendung passiver Sicherheitssysteme aus.

- AC power is not required for safe shutdown
- Core cooling provided for long-term safe shutdown state: 72 hours without operator action
- The **AP1000**® Pressurized Water Reactor (PWR) is designed so that the core stays inside of the reactor vessel during a severe accident
- The **AP1000** PWR incorporates 50 years of operational lessons-learned
- After 72 hours with some operator actions to transfer water, core cooling and containment cooling are maintained indefinitely
- The **AP1000** PWR Spent Fuel Pool Cooling System is capable of providing cooling for spent reactor fuel indefinitely, with minimal need for operator action



TRANSFER OF REACTOR DECAY HEAT TO OUTSIDE AIR

Bild 15: AP 1000 - Sicherheitstechnische Merkmale<sup>86</sup>

<sup>86</sup><https://www.westinghousenuclear.com/Potals/0/New%20Plants/AP1000/AP1000%20Station%20Blackout.pdf?timestamp=1404842353431>

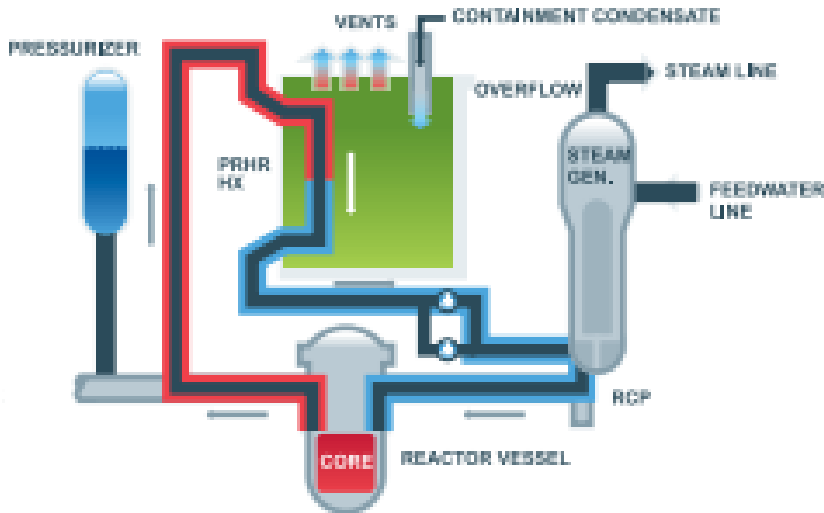


Bild 16: AP 1000 - Restwärmeabfuhr durch Naturumlauf (Quelle, Fußnote 86)

Das Konzept basiert im Wesentlichen auf dem AP600, dem ersten durch die NRC lizenzierten Reaktor mit ausschließlich passiven Sicherheitssystemen. Aufgrund hoher spezifischer Stromerzeugungskosten des AP600 wurde unter Beibehaltung des Anlagenkonzeptes und der Zertifizierungsgrundlage die Leistung für den AP1000 auf mehr als 1000 MWe gesteigert. Auf diese Weise sollen die spezifischen Stromerzeugungskosten um 30% reduziert worden sein, wodurch das Konzept in einem deregulierten Markt konkurrenzfähig werden soll. Die Sicherheitssysteme des AP1000 arbeiten nach Aktivierung passiv, so dass auf eine Vielzahl von sicherheitsrelevanten Komponenten wie Pumpen und Kabel verzichtet werden konnte (Bild 15). Zusätzlich entfallen sicherheitsrelevante Hilfssysteme wie die Notstromversorgung über Dieselgeneratoren und die zugehörigen Kühlsysteme. Zur Kern- und Containmentkühlung wird beispielsweise der Wärmetransport mittels Konvektion genutzt (Bild 16). Die Aktivierung der Systeme erfolgt über Ventilstellungen, deren Hilfsenergieversorgung durch Batterien gewährleistet werden soll. Insgesamt soll das Unfallrisiko durch die passiven Sicherheitssysteme und den vereinfachten Aufbau reduziert sein. Der Hersteller gibt eine Kernschadenswahrscheinlichkeit (Core Damage Frequency, CDF) von  $2,4 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr an. Im Falle eines Auslegungsstörfalls soll die Beherrschbarkeit des Reaktors für mindestens 72 Stunden automatisch gewährleistet sein, ohne dass aktive Maßnahmen oder Wechselstromquellen hierzu erforderlich sind. Als Brennstoff wird schwach angereichertes Uran verwendet. Der Wechsel der Brennelemente erfolgt auf herkömmliche Weise nach einer Zykluslänge von 18 Monaten. Das Reaktorschutzsystem basiert auf digitaler Leittechnik. Bei der

Signalverarbeitung wird das Multiplex-Verfahren genutzt. Westinghouse gibt die Lebensdauer der Gesamtanlage mit 60 Jahren an.

### **Bewertung der neuen Reaktordesigns**

Die neuen Reaktordesigns sind zwar technisch auf einem neuen Stand, können aber die bisherigen Probleme der Kernenergie nicht grundsätzlich lösen. Dazu sind u.a. zu zählen:

- Ein grundlegendes Sicherheitsproblem der hier angesprochenen neuen AKW liegt darin, dass auch nach dem Abschalten im Reaktorkern weiter erhebliche Wärme entsteht. Um eine Kernschmelze zu verhindern, muss der Brennstoff deshalb ununterbrochen gekühlt werden. Dazu verfügen AKW, auch bei passiv ausgerichteten Anlagen, über eine sehr komplexe, unter Mitwirkung aktiver Komponenten (Pumpen und Armaturen) tätige Sicherheitstechnik, die damit entsprechend anfällig für Störungen und Fehler ist.
- Generell benötigt die Anlage kontinuierlich Strom. Bei einem Netzausfall erzeugen Notstromsysteme die Energie für die erforderliche Sicherheitstechnik. Erhält das AKW keinerlei Strom mehr, versagen in der Folge die Systeme, die den Brennstoff kühlen.
- Auch bei den neuen Reaktortypen sind schwere Unfälle nicht auszuschließen. Vorhandene Sicherheitssysteme können nur deren Eintrittswahrscheinlichkeit verringern, sie aber nicht physikalisch ausschließen. Überdies zeigt die Betriebserfahrung, dass sich Anzahl und Schwere von Störungsereignissen nicht wesentlich verringert. Hierzu passt die aktuelle Meldung über Defekte an einigen Brennstäben im chinesischen AKW Taishan, wobei es sich hier um einen EPR Typ handelt<sup>87</sup>

Das Risiko wird auch durch Reifung der Technik nicht eliminiert. Denn es wird bereits in der Bauphase dieser Reaktoren, also im Bereich der Vorsorge des Sicherheitskonzepts, teils über gravierende Mängel berichtet:

AKW OLKILUOTO in Finnland: „In der Realität ist es zu einem Demonstrationsprojekt der Inkompetenz geworden, in allen Bereichen: Betonarbeiten, Stahl,

---

<sup>87</sup> „Spiegel“ vom 14.06.2021, Warnung vor Problemen bei Druckwasserreaktor, Was hinter dem Vorfall im chinesischen Atomkraftwerk steckt.

Anlagenteile. Und das Management hat komplett versagt.“<sup>88</sup> Z. B. wurde beim Herstellen der ersten Fundamente nicht der Spezifikation entsprechender Beton verarbeitet und es wurden zusätzliche Nachweise nötig, um die vorgegebene Festigkeit zu garantieren.<sup>89</sup>

AKW Flamanville in Frankreich: Am Reaktordruckbehälter waren wegen Mängel in der Qualität des Werkstoffes zusätzliche Tests erforderlich<sup>90</sup>. Es wurden weiterhin Befunde an Schweißnähten der Dampferzeuger festgestellt: „The weld problems were initially revealed on 21 March 2018, when a quality deviation was discovered during the initial comprehensive inspection, including the legally required examination of the welds in the primary and secondary systems, a report by French nuclear regulator ASN said.“<sup>91</sup> Über Qualitätsmängel im Bereich der Wandungen des Primärkreislaufes wird auch in /GRS 2020/ berichtet.

- Im Fall eines schweren Unfalls besteht die Gefahr der Evakuierung von Flächen von mehreren hundert Quadratkilometern sowie deren langfristigen Unbewohnbarkeit. Nach einer Untersuchung des französischen Instituts für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) würde ein Atomunfall vom Ausmaß des Unglücks im japanischen Fukushima Frankreich rund 430 Milliarden Euro kosten. Das wäre etwa ein Viertel der jährlichen Wirtschaftsleistung des Landes. Selbst ein Unfall kleineren Ausmaßes würde immer noch Schäden in Höhe von etwa 120 Milliarden Euro zur Folge haben.<sup>92 93</sup>  
Im Vergleich zu anderen Technologien der Stromerzeugung sind die Folgen von schweren Unfällen in der Kerntechnik deutlich gravierender.
- Bei allen heute in Betrieb und in Bau befindlichen AKW besteht grundsätzlich die Gefahr einer Kernschmelze und einer damit verbundenen massiven

---

<sup>88</sup> [https://www.deutschlandfunk.de/finnlands-atom-baustelle-olkiluoto-symbol-fuer-den.676.de.html?dram:article\\_id=475552](https://www.deutschlandfunk.de/finnlands-atom-baustelle-olkiluoto-symbol-fuer-den.676.de.html?dram:article_id=475552)

<sup>89</sup> STUK, MANAGEMENT OF SAFETY REQUIREMENTS IN SUBCONTRACTING DURING THE OLKILUOTO 3 NUCLEAR POWER PLANT CONSTRUCTION PHASE  
[https://www.stuk.fi/documents/88234/148256/investigation\\_report.pdf/29551dcb-928d-434b-bd95-807f808179ae](https://www.stuk.fi/documents/88234/148256/investigation_report.pdf/29551dcb-928d-434b-bd95-807f808179ae)

<sup>90</sup> AREVA, EdF: Press release April 7th 2015, Flamanville EPR : qualification tests continue on reactor vessel

<sup>91</sup> <https://www.neimagazine.com/features/featureweld-repairs-at-flamanville-3-7759940/>

<sup>92</sup> <https://www.spiegel.de/wissenschaft/technik/irsn-studie-atomunfall-wuerde-frankreich-430-milliarden-euro-kosten-a-881940.html>

<sup>93</sup> The cost of nuclear accidents, IRSN 2013.

Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt. Z.B. ist der EPR u.a. ausgelegt gegen einen Abriß von Dampferzeuger-Heizrohren bis maximal 10 Rohre in einem Dampferzeuger /ASN 2000/. Sekundärseitig lassen sich verschiedene Schädigungsmechanismen an den Dampferzeuger-Heizrohren ausmachen: Gleichmaß-/Flächenabtrag (Wastage), Lochkorrosion (Pitting) und Chlorid-induzierte Spannungsrisskorrosion, interkristalliner Korrosionsangriff und interkristalline Spannungsrisskorrosion. Ferner ist außenseitige Spannungsrisskorrosion (ODSCC) als Mechanismus bekannt. Eine besondere Pitting-Variante entsteht dabei unter Ablagerungen. Weitere (jedoch nicht unbedingt leckrelevante) Schädigungsmechanismen sind Fretting und Einschnürung durch Denting an Halterungen.<sup>94</sup>

Bei einem Versagen von 10 Rohren und darüber hinaus sind Kernschmelzszenarien nicht mehr auszuschließen. Bei einem derartigen, praktisch nicht ausschließbaren, Ereignisablauf gelangt Radioaktivität auf direktem Weg, durch Umgehung der Barrieren, in die Umwelt.

Weiterhin kann die Zerstörung der umgebenden Barrieren (Reaktordruckbehälter, Sicherheitsbehälter, Reaktorgebäude) im Falle von Unfällen durch eine heiße Kernschmelze und weitere Wechselwirkungen (beispielsweise Druckaufbau, Dampfexplosionen, Wasserstoffexplosionen) nicht ausgeschlossen werden.

- Bei der Bewertung anlagenexterner Einwirkungen ist davon auszugehen, dass der bereits eingetretene Wandel des Klimas Einfluss auf Intensität und Häufigkeit des Wirksamwerdens zumindest eines Teils der Gefahrenquellen (z.B. langandauernde hohe Temperaturen, extreme Regenfälle, extreme Stürme) hat, und somit aktuell geltende Regelvorgaben bereits einen veralteten Stand darstellen. Ein Bericht des U.S. Army War College besagt, dass bei AKW ein "hohes Risiko" für eine vorübergehende oder dauerhafte Schließung aufgrund von Klimabedrohungen besteht – ca. 60% der Kernkraftwerkskapazitäten in den USA sind anfällig für große Risiken wie den Anstieg des Meeresspiegels, schwere Stürme und Kühlwasserknappheit<sup>95</sup>.

---

<sup>94</sup> Sievers, GRS-584, April 2020

<sup>95</sup> United States Army War College, Implications of Climate Change for the U.S. Army, [https://climateandsecurity.files.wordpress.com/2019/07/implications-of-climate-change-for-us-army\\_army-war-college\\_2019.pdf](https://climateandsecurity.files.wordpress.com/2019/07/implications-of-climate-change-for-us-army_army-war-college_2019.pdf)

- AKW können ein potentielles Ziel für Terroristen sein. Da ein AKW angreifbar ist, erhöht sich sein Sicherheitsrisiko und macht dieses zudem unberechenbar.
- AKW kommen in die Jahre und so verändern sich mit der Zeit die Qualität und das Sicherheitsniveau einer Anlage. Ursprünglich vorgesehene Sicherheitsreserven gehen mit zunehmendem Alter verloren. Ein vollständiger Schutz vor altersbedingten Schäden ist nicht möglich.
- Auch weiterhin stellt der Umgang mit dem abgebrannten Brennstoff ein nicht gelöstes Problem dar. Das betrifft sowohl die Lagerung und Kühlung der abgebrannten Brennelemente im AKW als auch deren sichere Endlagerung. Für den Umgang mit dem Atommüll gibt es weiterhin keine konsensfähige Lösung.
- Proliferationsgefahren der heutigen Kernenergienutzung gehen einerseits von den zur Energieerzeugung genutzten spaltbaren Materialien, andererseits von den zur Gewinnung bzw. Herstellung dieser spaltbaren Materialien genutzten Technologien aus.

Die Investitionskosten neuer AKW sind mit einer hohen Unsicherheit verbunden. Aufgrund der langen Vorlaufzeiten bei AKW stellen diese Unsicherheiten ein Planungsrisiko dar. Dieses Risiko kann wahrscheinlich nur dann eingegangen werden, wenn ihm die begründete Einschätzung gegenübersteht, dass die durch erhöhten Investitionskosten dauerhaft erhöhten Stromgestehungskosten nicht zu stark verminderter Wettbewerbsfähigkeit am Grundlastmarkt führen.

- Für die in Europa derzeit in Bau befindlichen EPR-Projekte ist folgendes festzustellen:
  - Flamaville in Frankreich  
Baubeginn 2007, ursprünglich geplante Inbetriebnahme war 2012, ursprüngliche Kosten beliefen sich auf 3,4 Milliarden €. Stand jetzt: Inbetriebnahme für 2023 geplant, Kosten werden wahrscheinlich etwa 19,1 Milliarden € betragen (also etwa das 5,6 fache der ursprünglichen Kosten).
  - Olkiluoto in Finnland  
Baugenehmigung 2005, geplante Inbetriebnahme war 2012, ursprüngliche Kosten beliefen sich auf 3 Milliarden €. Stand jetzt: Inbetriebnahme für 2022 geplant, Vervielfachung der ursprünglichen Kosten



- Hinkley Point C in Großbritannien
 

Geplant sind zwei EPR. Die Kosten sollen sich auf 20 Milliarden Euro belaufen. Finanziert wird das Ganze zu 66,5% von der EDF und zu 33,5% von China General Nuclear (CGN), entsprechend den Anteilen am Konsortium. Zur weiteren Absicherung der Investition versprach die britische Regierung einen staatlich garantierten Abnahmepreis von 10,8 Eurocent pro kWh für 35 Jahre<sup>96</sup>. Zusätzlich gibt es eine Kreditgarantie von rund 19 Milliarden Euro. Tatsächlich sollen aber Kosten in Höhe von 28,4 Milliarden Euro anfallen.

Im Dezember 2018 erfolgte dennoch Baubeginn. Die Inbetriebnahme der zwei Reaktorblöcke war für das Jahr 2025 geplant, doch ist man schon in Verzug. Zudem ist das ursprünglich vorgesehene Budget bereits um 2 Milliarden Euro überschritten. Die garantierte Einspeisevergütung ist derzeit deutlich höher als die Vergütung für Strom aus Offshore-Windparks.
- Die EPR-Projekte, insbesondere in Frankreich und Finnland, zeigen große Sicherheitsprobleme, explodierende Baukosten und produzieren selbst viele Jahre nach der geplanten Inbetriebnahme noch keinen Strom.
- Angesichts fehlender wirtschaftlicher Perspektiven und ungelöster Fragen der Sicherheit sollten internationale Organisationen wie die IAEA und EURATOM sich neu ausrichten: Anstatt den Einstieg neuer Länder in Atomkraft zu fördern sollte der Fokus auf die Durchsetzung von Sicherheitsstandards sowie unge löste Fragen des Rückbaus von Atomkraftwerken und der Langfristlagerung für atomare Abfälle gelegt werden.<sup>97</sup>
- Das Vogtle-Werk in Georgia ist der einzige Neubau von Reaktoren (Westinghouse AP1000) in den Vereinigten Staaten. Die beiden Reaktoren der Anlage waren ursprünglich mit einem Preis von 14 Milliarden US-Dollar bewertet und sollten 2016 und 2017 nach fünfjähriger Bauzeit in Betrieb genommen werden.

---

<sup>96</sup> Der aktuelle „strike price“ liegt inflationsbedingt bei mehr als 12 Eurocent pro kWh (<https://www.lowcarboncontracts.uk/cfds/hinkley-point-c>).

<sup>97</sup> <https://www.econstor.eu/handle/10419/219352>

Stattdessen ist der Bau noch im Gange und die Anlagen können nicht vor 2022 bei Gesamtkosten von mindestens 25 Milliarden US-Dollar in Betrieb gehen.<sup>98</sup>

- Die Atomkraft wird nach wie vor von staatlicher Seite in großem Maß gefördert. Wie ein Beispiel zeigt, erzeugten Atom- und Windtechnologie in den USA in ihren ersten 15 Jahren vergleichbare Mengen an Energie (Atomkraft 2,6 Milliarden, Windkraft 1,9 Milliarden kWh), doch die Subventionen für Atomkraft überwogen die für Windkraft um den Faktor vierzig.<sup>99</sup>

Selbst heute noch, obwohl weniger Atomkraftwerke gebaut werden und andere Technologien in den Vordergrund rücken, erhält die Atomenergie weiterhin staatliche Forschungsgelder und Zuschüsse im großen Stil. Dies trifft auch auf Europa zu, wo gegenwärtig der Versuch unternommen wird, die Kernenergie mit einem grünen Investitionslabel zu versehen.<sup>100</sup>

Weltweit werden beim Bau von Atomkraftwerken Kosten und Zeitplanungen überschritten. Die größten Atomprogramme, das der USA und das Frankreichs, weisen eine Kostensteigerung um das Fünf- beziehungsweise um das Dreifache auf.<sup>101</sup>

Unabhängig von der massiven staatlichen Unterstützung in der Vergangenheit können neue Kernkraftwerke offenbar nicht vollständig privatwirtschaftlich realisiert werden.

---

<sup>98</sup> Allison Macfarlane, Nuclear Energy Will Not Be the Solution to Climate Change There Is Not Enough Time for Nuclear Innovation to Save the Planet, Foreign Affairs, July 8, 2021 (ALLISON MACFARLANE served as Chairman of the U.S. Nuclear Regulatory Commission.)

<sup>99</sup> Mythos Atomkraft, Warum der nukleare Pfad ein Irrweg ist, Band 12 der Schriftenreihe Ökologie © Heinrich-Böll-Stiftung 2010

<sup>100</sup> JRC Report, Technical assessment of nuclear energy with respect to the 'do no significant harm' criteria of Regulation (EU) 2020/852 ('Taxonomy Regulation'), 2021  
Die Schlussfolgerungen aus dem Bericht sind: Kernenergie ist eine sichere, kohlenstoffarme Energiequelle, vergleichbar mit Wind- und Wasserkraft, und als solche qualifiziert sie sich für ein grünes Investitionslabel unter der grünen Finanztaxonomie der EU.

<sup>101</sup> Mythos Atomkraft, Warum der nukleare Pfad ein Irrweg ist, Band 12 der Schriftenreihe Ökologie © Heinrich-Böll-Stiftung 2010

## **6 Existierende Abweichungen von aktuell geforderten Sicherheitsanforderungen bei KKL**

In der Schweiz ist die Laufzeit von AKW in den jeweiligen Genehmigungen nicht begrenzt. Über einen weiteren Betrieb eines AKW über einen Zeitraum von 10 Jahren wird hier jeweils auf der Grundlage der Ergebnisse einer periodisch, jeweils nach 10 Jahren, stattfindenden Sicherheitsüberprüfung seitens der zuständigen Behörde entschieden.

Periodische Sicherheitsüberprüfungen sollen dabei nach Stand von Wissenschaft und Technik nicht nur der Bestätigung eines vorhandenen Sicherheitsniveaus dienen, sondern sollen auch Maßnahmen zur kontinuierlichen Erhöhung des Sicherheitsniveaus realisieren (sh. hierzu auch die Ausführungen in Kapitel 2).

Die Forderung nach Erhöhung der Sicherheit bei den Anlagen, bei denen eine kontinuierliche Laufzeitverlängerung im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen erfolgt, gründet sich auf eine stufenweise Sicherheitsverbesserung mit dem Ziel einer Angleichung an den Stand aktueller Sicherheitsanforderungen. Dabei darf der Nachweis der Sicherheit grundsätzlich nicht zu Lasten der erforderlichen Auslegungsreserven erfolgen. Dies hat insbesondere Bedeutung für den Fall, dass ein Betrieb der Anlage über die ursprüngliche (projektierte) Lebensdauer von 40 Jahren hinaus betrieben werden soll. Hier wäre z.B. für nichtaustauschbare Komponenten, u.a. Kabel der Leittechnik, Leistungskabel der elektrischen Stromversorgung, nachzuweisen, dass für den geplanten längeren Betrieb die ursprünglichen eingeführten Auslegungsreserven, also Sicherheitsreserven, auch weiterhin eingehalten werden.

Ganz generell ist davon auszugehen, dass bei AKW mit Betriebszeiten von 40 Jahren und älter in deren Designphase die Anforderungen an die Sicherheit von AKW geringer waren als gegenwärtig gefordert. Extreme natur- und zivilisationsbedingte Einwirkungen, insbesondere auslegungsüberschreitende übergreifende Einwirkungen wurden nicht systematisch in die Auslegung einbezogen, sind aber heute Gegenstand der Bewertung der Sicherheit von AKW. Dieser Sachverhalt gewinnt besondere Bedeutung für den Fall, dass diese Anlage über die ursprüngliche Betriebszeit hinaus betrieben werden sollten.

Im Abgleich mit den heute aktuell geltenden Sicherheitsanforderungen werden bezüglich KKL folgende sicherheitsrelevante Schwerpunktthemen sowie Abweichungen gesehen:

## 6.1 Zur Frage der Definition des „Standes der Nachrüsttechnik“

In /IAEA 2006, Principle 5/ wird gefordert: „Protection must be optimized to provide the highest level of safety that can reasonably be achieved.“ In der Vienna Declaration von 2015 /IAEA 2015/ wird weiterhin gefordert, dass als Maß für die Sicherheit in Betrieb befindlicher AKW die Anforderungen an die Sicherheit neuer AKW herangezogen werden sollen. Im Falle von Abweichungen sollen Aktivitäten mit dem Ziel deren Beseitigung durchgeführt werden („Reasonably practicable or achievable safety improvements are to be implemented in a timely manner.“). In den Safety Requirements SSR 2/1 (Rev. 1) /IAEA 2016/ in Kapitel 1.1 heißt es: “Requirements for nuclear safety are intended to ensure “the highest standards of safety that can reasonably be achieved” for the protection of workers, the public and the environment from harmful effects of ionizing radiation that could arise from nuclear power plants and other nuclear facilities. It is recognized that technology and scientific knowledge advance, and that nuclear safety and the adequacy of protection against radiation risks need to be considered in the context of the present state of knowledge.”

Das wesentliche Ziel bei Auslegung und Betrieb von AKW besteht darin, das Leben, die Gesundheit und Sachgüter vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu schützen. Der Grad der Vorsorge gegen mögliche Schäden solcher Art gilt dann als erreicht, wenn der jeweils geltende Stand von Wissenschaft und Technik als erfüllt nachgewiesen ist.

Es bleibt somit festzustellen, dass sicherheitsbezogene Anforderungsprofile für in Betrieb befindliche AKW zielorientiert definiert und anzuwenden sind, die jeweils abgeleiteten Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb sind aus technischer Sicht insoweit “ausführungsneutral” formuliert.

Dagegen wird in der Schweiz als zu erreichendes Ziel der Sicherheit bei in Betrieb befindlichen AKW auf den „Stand der Nachrüsttechnik“ verwiesen. Die Frage nach erforderlichen Anpassungen bestehender AKW an den aktuellen Stand der Anforderungen an die Sicherheit von AKW wird dahingehend beantwortet, dass es nach Art. 22, Absatz 2g /KEG 2021/ zu den allgemeinen Pflichten des Bewilligungsinhabers gehört, „die Anlage soweit nachzurüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüstungstechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist“.

Selbst das ENSI findet keine klare Antwort auf die Frage hinsichtlich einer Definition des „Standes der Nachrüsttechnik“ /ENSI 2020/:

## „Definition des Begriffs der Nachrüsttechnik

### Schlussfolgerung der Arbeitsgruppe des ENSI

- Es ist dem ENSI angesichts der Unterschiedlichkeit der einzelnen AKW und der jeweiligen Standortbedingungen nicht gelungen, den Begriff generisch und praxistauglich zu definieren.

### Konkretisierung in der Richtlinie ENSI-G02

- Das ENSI verzichtet deshalb darauf, den Begriff des Stands der Nachrüsttechnik generisch zu definieren. Stattdessen wird in der Richtlinie ENSI-G02 der Stand der Nachrüsttechnik für die jeweiligen Einsatzgebiete konkretisiert und festgelegt.“

Der Verweis auf die Richtlinie ENSI-G02 ist in diesem Zusammenhang nicht zielführend, da die Angaben dort in einem statischen Kontext verfasst sind. Die Implementierung neueren Wissens aus der Sicherheitsforschung oder aus der generischen Betriebserfahrung mit der Konsequenz sicherheitserhöhender Forderungen würde eine Änderung der Richtlinie erfordern, was eben zeitintensiv ist und der diesbezüglichen Entwicklung deutlich „nachhinken“ würde.

Im Übrigen wird vom ENSI in /ENSI 2014/ ausgeführt: “Der Stand der Nachrüsttechnik ist ein dynamischer Begriff. Das ENSI ist unter Berücksichtigung des in der Botschaft zum Kernenergiegesetz zum Ausdruck gebrachten Willens des Gesetzgebers und der bisherigen Praxis zum Schluss gekommen, dass es angesichts der Unterschiedlichkeit der einzelnen Kernkraftwerke und der jeweiligen Standortbedingungen nicht sicherheitsgerichtet ist, den Begriff generisch zu definieren. Das ENSI hält es hinsichtlich nuklearer Sicherheit für zielführender, im Einzelfall sorgfältig abzuwägen, welche Nachrüstungen notwendig sind.“

Diese ENSI Position findet keine Entsprechung in der internationalen Sicherheitspraxis. Mit Bezug auf die in dieser Studie in Bezug genommenen nationalen und internationalen Standards und Regeln wird hinsichtlich der notwendigen Entwicklung der Sicherheit immer auf die Erreichung bzw. den Nachweis der Erfüllung des Standes von Wissenschaft und Technik orientiert. Das Nachrüstprogramm der französischen 900 MW Reaktoren z.B. muß sich, als Bedingung für einen Betrieb über die projektierte Lebensdauer hinaus, an den für den EPR gültigen Sicherheitszielen, also nicht an einen „Stand der Nachrüsttechnik“, orientieren. Dabei handelt es sich um insgesamt 32, konzeptionell vergleichbare, Reaktoren. Insofern gibt es sowohl ein generisches, für alle Reaktoren

gleichermaßen anzuwendendes Nachrüstprogramm, als auch ein anlagenspezifisches Programm /ASN 2021/.

An dieser Stelle soll noch kurz auf die Frage nach Verbindlichkeit von Auslegungsanforderungen in der ENSI Regel G02 eingegangen werden. Nach /ENSI 2019a/ heißt es z.B. in 5.2.2.2 in Bezug auf Anforderungen an Redundanz und Diversität:

„a. Der Grundsatz der Diversität ist für SE3-Funktionen soweit möglich und angemessen umzusetzen.

b. Der Grundsatz der Redundanz ist für SE3-Funktionen soweit möglich und angemessen umzusetzen.“

Allein der „Grundsatz“ bedeutet schon eine „Regel mit Ausnahmeverbehalt“. Das Zusammenwirken von „Grundsatz“ und die Anforderung „soweit möglich und angemessen“ ist nicht ohne weiteres nachvollziehbar, Entscheidungskriterien sind nicht bekannt. Was bedeutet diese Regelfestlegung z.B. für den erforderlichen Grad der Redundanz von SE3 Funktionen?

## **6.2 Konsequente Sicherstellung des Gestaffelten Sicherheitskonzepts (Defence-in-Depth), insbesondere Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsebenen.**

### **Folgende wesentliche Abweichungen zu aktuellen Anforderungen bestehen:**

- Bei KKL werden Einrichtungen der 3. Sicherheitsebene auch für Funktionen der 1. Sicherheitsebene verwendet (z.B. wird das Nach- und Notkühlsystem (TH) als Sicherheitssystem auch für die betriebliche Funktion *Dampfkondensation*<sup>102</sup> eingesetzt). Insofern wird hier die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept nicht erfüllt.

Es wäre also notwendig nachzuweisen, dass eine Beeinflussung der SE3 Funktion des TH Systems durch die SE1 Funktion praktisch ausgeschlossen werden kann.

- Das Notstandssystem TF (SEHR, Special Emergency Heat Removal) soll die Reaktorkern- und Containment-Kühlung für mindestens 10 Stunden ohne

---

<sup>102</sup> „Das Nach- und Notkühlsystem (TH) erfüllt Betriebs- und Sicherheitsfunktionen.“ /ENSI 2019/

Eingriff des Betriebspersonals und unter Notstandsbedingungen gewährleisten. Das SEHR System war im ursprünglichen Konzept nicht vorgesehen, wurde jedoch früh in die Auslegung einbezogen, insbesondere unter dem Gesichtspunkt der Bedeutung von Flugzeugabstürzen auf die Sicherheit von AKW. Das SEHR System ist ausgelegt zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Zustände im Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen, vornehmlich für Ereignisse mit Ausfall der Hauptwarte. Die Auslegungsanforderungen entsprechen denen im deutschen kerntechnischen Regelwerk /BMU 2015/ für Notstandsfälle und sind unterschiedlich zu denen für Sicherheitssysteme. Das AKW Gundremmingen, vergleichbar zum AKW KKL, wurde mit dem Notstandssystem ZUNA (Zusätzliches Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem) nachgerüstet /KRB 2011/. Vergleichbar mit dem Vorgehen bei KKL wurde bei KRB das Notstandssystem als Redundante zum nicht vollständig gegen Erdbeben ausgelegten Notkühlsystem eingestuft, um somit das aktuell geforderte Einzelfehlerkonzept N+2 /BMU 2015/ nachweisen zu können. Dieses Vorgehen ist auf erhebliche Kritik gestoßen, da das Notstandssystem<sup>103</sup>

- zum einen als ein System zur Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen vorgesehen ist und somit im Sinne der Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen nicht als System der Sicherheitsebene 3 fungieren kann sowie
- zum anderen auch keine (vollständige) Redundante<sup>104</sup> im Sicherheitssystem zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen (Sicherheitsebene 3) darstellt.

Aus eben diesen Gründen ist es nicht gerechtfertigt, das SEHR System als Teil des Notkühlsystems zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen einzustufen, wie von KKL beschrieben und von ENSI bestätigt.

Insofern wären, insbesondere unter dem Gesichtspunkt eines Betriebes über

---

<sup>103</sup> Eine Änderung dieser Situation wurde nicht weiter verfolgt, da die Stilllegung von KRB bereits auf der Tagesordnung stand.

<sup>104</sup> Definition Redundante: „Engineering redundancy is considered to be the provision of more than the minimum number of nominally identical equipment items required to perform a specific safety function. Such redundant provisions allow a safety function to be satisfied when one or more items (but not all) are unavailable, due to a variety of unspecified potential failure mechanisms or maintenance (e.g. identified faults or hazards). /ONR 2021/

die projektierte Lebensdauer hinaus, Aktivitäten zu einer vollen redundanten Ausgestaltung des Notkühlsystems vorzunehmen.

### **6.3 Sicherstellung der Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsstränge durch konsequente Trennung der entsprechenden Komponenten.**

**Folgende wesentliche Abweichungen zu aktuellen Anforderungen bestehen:**

– Vergiftungssystem

Das Vergiftungssystem TW stellt ein diversitäres Sicherheitssystem (Abschalt-system) zum Steuerstab-Antriebssystem dar. Durch Einspeisen von borhaltigem Kühlmittel in den Kern soll das System in der Lage sein, den Reaktor von Volllast in den kalten, unterkritischen Zustand zu bringen, ohne dass die Steuerstäbe eingefahren werden.

Das Vergiftungssystem TW (SBLC, Standby Liquid Control) besteht aus einem elektrisch beheizten Vorratsbehälter, gefüllt mit einer Lösung aus Natrium-Pentaborat, zwei redundanten Einspeisesträngen mit je einer Kolbenpumpe sowie weiteren Komponenten.

Die Stränge des Vergiftungssystems greifen auf einen einzigen Vorratsbehälter zu, sind somit in dieser wichtigen passiven Komponenten vermascht. Damit ist keine vollständige Unabhängigkeit dieses Systems bzw. der einzelnen Redundanzen gegeben.

Auf Grund der baulichen Struktur ist ein Einbau eines weiteren Vorratsbehälters wahrscheinlich kaum möglich. ENSI sollte eine sicherheitstechnische Bewertung nach Stand von Wissenschaft und Technik hinsichtlich der fehlenden Unabhängigkeit der Stränge des Vergiftungssystems veranlassen

– Füllstandsmessung RDB

Angaben zum prinzipiellen Aufbau und zur Funktion der Füllstandsmessung sind in /NRC 7070/ gegeben. Die Messung des Füllstandes im Reaktor ist Teil des Reaktorschutzsystems, deren zuverlässige Funktion Voraussetzung für einen sicheren Betrieb von AKW ist und somit entsprechenden Anforderungen zu genügen hat /BMU 2015, 3.7 (3); ANSV 2015, 3.7(5)/.

Die Sicherstellung eines ausreichenden Füllstandes im Reaktordruckbehälter hat eine hohe sicherheitstechnische Bedeutung /GRS 1993/.



So soll der Unfallverlauf im japanischen AKW Fukushima infolge einer Beeinträchtigung der Informationen über den Füllstand im Reaktor im auslegungsüberschreitenden Zustand negativ beeinflusst worden sein.

In Erkenntnis dieser Situation wurde bereits 2011 in Deutschland die Implementierung einer diversitären Reaktordruckbehälter-Füllstandsinstrumentierung für die Erkennung „Füllstand tief“ bei SWR-Anlagen vorgeschlagen /BMU 2011/.

Auch in den finnischen AKW Olkiluoto 1 und 2 (OL1/OL2) soll durch die Anwendung des Diversitätsprinzips die Zuverlässigkeit der Messung des Füllstandes im Reaktor weiter verbessert werden. Die Frage geeigneter Prinzipien zur Messung des Füllstandes in SWR wurde im Weiteren auch wissenschaftlich untersucht /Schulz 2013/.

Als Grundsatz für die Auslegung der neuen Generation von SWR Anlagen soll das Diversitätsprinzip im Reaktorschutz zur Auslösung wichtiger Sicherheitsfunktionen wie Reaktorabschaltung, Reaktordruckentlastung, Isolierung der Hauptdampf- und Speisewasserleitungen umfassend angewendet werden /NEA 2002/. Dazu gehört dann auch die Gewährleistung einer Diversität bezüglich der Bestimmung des Füllstandes im Reaktor.

Die Füllstandsmessung im Reaktor des AKW KKL ist nicht diversitär ausgeführt, in General Electric BWR Reaktordruckbehältern wird der Füllstand mittels Druckvergleich gemessen.

Seitens ENSI wird die Notwendigkeit einer Nachrüstung hinsichtlich einer diversitären Messmethode des RDB-Füllstandes nicht gesehen („Bisher sind vom ENSI keine Forderungen zur Ertüchtigung der RDB-Füllstandsmessung an die Betreiber ergangen..... Wenn man von den durchgeführten Maßnahmen und Überprüfung bezüglich der USNRC Meldung zu Problemen bei der RDB-Füllstandsmessung vom August 1992 (Generic Letter 92-04) und den Nachrüstungen von Incore-Thermoelementen in Gundremmigen KRB B&C (Einbau 2012) absieht, sind dem ENSI keine weiteren wesentlichen Maßnahmen zur RDB-Füllstandsmessung bei Siedewasserreaktoren in anderen Ländern bekannt.“). /ENSI 2015/

Hingegen wird von der Eidgenössischen Kommission für nukleare Sicherheit (KNS) in /KNS 2015/ empfohlen: „Im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit soll das ENSI darauf hinwirken, dass für die Erfassung von sicherheitstechnisch wichtigen Größen in Kernkraftwerken, darunter insbesondere auch für den Füllstand in Siedewasserreaktoren, diversitäre Messsysteme verfügbar sind und Reaktoranlagen, bei denen entsprechende Lücken bestehen, mit diversitären Messsystemen nachgerüstet werden. Bei Nichtverfügbarkeit sollen diversitäre

Messsysteme entwickelt und qualifiziert werden.“

Es ist nun am KKL, Maßnahmen zur Implementierung diversitärer RDB-Messmethoden voranzubringen. Dies ist insbesondere von hoher Bedeutung, da für KKL ein Betrieb über die ursprüngliche Betriebszeit von 40 Jahren hinaus beabsichtigt ist.

Das Argument, dass derzeit keine entsprechenden Meßsysteme am Markt verfügbar wären, ist aus Sicht der Anforderungen an die Sicherheit nicht stichhaltig. Es ist nun am ENSI, Festlegungen zur Entwicklung/Beschaffung/Installation einer diversitären Technik zur RDB Füllstandsmessung zu veranlassen.

– Diversitäre Abblaseventile

Auch ENSI /ENSI 2019/ sieht die Notwendigkeit diversitärer Maßnahmen und Einrichtungen zur Druckentlastung im auslegungsüberschreitenden Bereich im KKL. In /ENSI 2019/ wird weiterhin dargelegt, dass das Versagen der Druckentlastung durch das gleichzeitige Versagen der Ventildichtungen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen eine bekannte Schwachstelle sei.

In /ENSI 2019/ wird jedoch keine explizite Forderung nach Beseitigung der festgestellten Schwachstelle erhoben, sondern es wird seitens ENSI auf weitere Bewertungen des Betreibers orientiert<sup>105</sup>.

Für den Fall eines Betriebs über 40 Jahre hinaus, sollte deshalb die Beseitigung der vorhandenen Schwachstelle im Bereich der Druckentlastung spätestens zu diesem Zeitpunkt erfolgen.

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

**Folgende wesentliche Abweichungen zu aktuellen Anforderungen bestehen:**

---

<sup>105</sup> Konkret heißt es in /ENSI 2019/: „Das KKL verfolgt diese Entwicklungen. Dieser Lösungsansatz würde es aus Sicht des KKL auch erlauben, die Verhältnismäßigkeit der Kosten zum Sicherheitsgewinn zu gewährleisten. Das KKL beabsichtigt, dieses Thema im Zuge des einzureichenden Langzeitbetriebskonzepts (PSÜ 2022) nochmals neu zu bewerten und gemessen am dann etablierten Stand von Wissenschaft und Technik darzustellen. Das ENSI begrüßt das KKL-Vorgehen, zumal das ENSI bereits vom KKL eine Untersuchung im Rahmen des Sicherheitsnachweises für den Langzeitbetrieb gefordert hat.“

In /ENSI 2009/ wird ausgeführt: „Das KKL ist eine Siedewasserreaktoranlage amerikanischer Bauart, welche mittels des zweisträngigen SEHR-Systems an die schweizerischen Anforderungen angepasst wurde.“

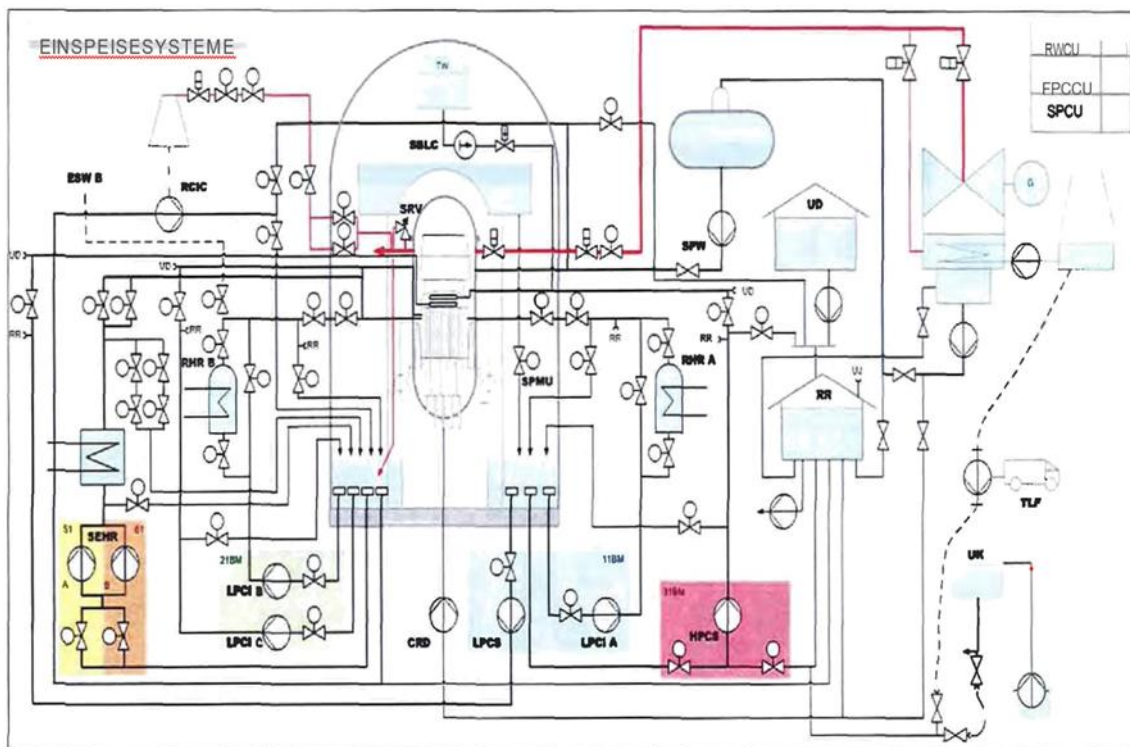
Weiter wird ausgeführt /ENSI 2019/: „Das KKL ist durch seinen hohen Redundanzgrad überhaupt erst fähig, während des Leistungsbetriebs Notkühlsysteme zu warten.“

Es wird nämlich angenommen, dass das SEHR

- als Notstandssystem auch Funktionen eines Sicherheitssystems (Notkühlsystem) wahrnehmen könnte und
- in diesem Fall auch als zweisträngiges System anzusehen wäre.

Richtig ist, dass das SEHR gegenüber der amerikanischen Bauart<sup>106</sup> nachgerüstet wurde.

Jedoch kann man das SEHR System nicht als zweisträngiges Sicherheitssystem einordnen. Es trifft zu, dass die aktiven Komponenten zwar redundant ausgeführt sind, nicht jedoch die passiven Komponenten, wie man anhand von Bild 17 erkennen kann.



<sup>106</sup> Nach /NRC 2012/ sind die Sicherheitssysteme beim SWR/6 grundsätzlich zweisträngig (n+1 Redundanzgrad) ausgelegt.

Bild 17: Übersicht über Einspeisesysteme (speziell hier das System SEHR) /KKL 2011/

Insofern ist die Aussage in /ENSI 2019/ unrichtig, dass bezüglich der Redundanz eine n+2 Redundanz im Notkühlsystem von KKL erreicht wird und somit auch eine Wartung der Notkühlsysteme während des Betriebs durchgeführt werden kann.

Auf eine Frage im Rahmen der Berichterstattung zur Nuclear Safety Convention hinsichtlich der Erfüllung des n+2 Kriteriums für Sicherheitssysteme der Sicherheitsebene 3 wurde von der schweizerischen Seite wie folgt geantwortet /ENSI 2017/:

“Not all Swiss NPPs have n+2 systems for all safety functions. Bunkered special emergency safety systems are for example (just as in Germany) usually n+1 systems.

Exceptions from the n+2 rule are generally acceptable if this does not lead to a significant reduction of safety. This means for safety level 3 functions in concrete, that maintenance criteria has not to be applied if there is no planned maintenance during power operation. For example repair of a defect component is then only acceptable for a very limited time. For these cases the limiting conditions of operation (including timeframe) are specified in the technical specifications. For these cases n+1 systems are acceptable.

As far as reasonably practicable there have been done backfittings to improve systems even though they are not required to be functional for certain accidents. For example the earthquake resistance has been improved for various systems.“

Im Weiteren wird hierzu in /ENSI 2017/ ausgeführt: „Therefore, for existing NPPs deviations from n+2 are allowed which is regulated in guideline ENSI-G02 part 1.“

Insgesamt ist 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 einzelfehler-fester 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.

Um den aktuell gültigen Anforderungen (sh. Kap. 3.3.1) zu entsprechen wären zumindest alle sicherheitstechnisch relevanten Systeme in n+2 Ausführung, also einzelfehlerfest auch im Falle einer gleichzeitigen Instandhaltung, nachzurüsten. Anderenfalls wären Instandhaltungsmaßnahmen am Sicherheitssystem während des Betriebes nur unter sehr einschränkenden Bedingungen durchführbar.

## **6.5 Widerstandsfähigkeit sicherheitsrelevanter Systeme gegen anlagenexterne (wie Erdbeben, Überflutung, Flugzeugabsturz) und anlageninterne (wie Feuer, Überflutung) redundanz-übergreifende Einwirkungen.**

### **6.5.1 Anlagenexterne übergreifende Einwirkungen**

Mit Blick auf naturbedingte externe Einwirkungen sind nach Stand von Wissenschaft und Technik für die Auslegung einer Anlage Bemessungsereignisse zugrunde zu legen, die unter angemessener Berücksichtigung aller Unsicherheiten eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von weniger als  $10^{-4}$  pro Jahr aufweisen.

Eine hohe Bedeutung kommt für einen Betrieb von KKL über eine Betriebszeit von 40 Jahren hinaus den meteorologisch bedingten übergreifenden Einwirkungen (Starkregen,

Sturm, Trockenheit usw.) zu, da der gegenwärtige, menschenverursachte Klimawandel vorgedachte Entwicklungen bezüglich Häufigkeit und Intensität der meteorologisch bedingten Einwirkungen bereits jetzt deutlich verstärkt.

Im IAEA SSG 18 /IAEA 2011/ wird u.a. in 2.18 auf die Möglichkeit signifikanter klimatischer Veränderungen im Bereich des AKW Standortes sowie auf die Notwendigkeit deren Berücksichtigung bei der Bewertung der Anlagensicherheit hingewiesen<sup>107</sup>.

So werden z.B. in Auswertung der aktuell beobachtbaren Klimaentwicklung Bedrohungsszenarien u.a. für die Energieinfrastruktur Kernkraftwerke in /swiss economics 2019/ ausgewiesen. Dabei werden solche Klimaereignisse wie Hitzewellen, Kältewellen, Dürren, Brände, Überflutungen und Stürme in die Bewertung einbezogen.

Nach WENRA Ref-Level TU6.1 /WENRA 2021/ ist darüber hinaus die Analyse auslegungsüberschreitender anlagenexterner Einwirkungen gefordert. Nach WENRA Ref-Level TU6.3 ist auch gefordert, dass dabei ein ausreichender Abstand zu cliff-edge<sup>108</sup> Situationen gewährleistet werden soll.

### **Erdbeben**

In verschiedenen Länder wie Finnland /STUK 2019a/, den Niederlanden /ANVS 2015/ und in Deutschland /BMU 2015/ kommen zur Bestimmung von Bemessungsereignissen – hier Erdbeben – auch Überschreitenswahrscheinlichkeiten von  $10^{-5}$  pro Jahr zur Anwendung.

Wie bereits oben angegeben muss in der Schweiz nach Art. 8 Abs. 3 KEV /KEV 2019/ das dort genannte Spektrum der extern ausgelösten Ereignisse in der Auslegung von AKW abgedeckt sein. Danach gilt: „Für die Auslegung einer Kernanlage nach Artikel 7 Buchstabe c ist bei den durch Naturereignisse ausgelösten Störfällen nach Absatz 3 jeweils von einem Naturereignis mit einer Häufigkeit von  $10^{-3}$  pro Jahr sowie einem Naturereignis mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr auszugehen. Zusätzlich zum auslösenden Naturereignis ist ein unabhängiger Einzelfehler anzunehmen.“

---

<sup>107</sup> 2.18. Climatic variability and climate change may have effects on the occurrence of extreme meteorological and hydrological conditions. Over the lifetime of an installation, it is possible that the climate at the site will undergo significant changes. /IAEA 2011/

<sup>108</sup> “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.” /IAEA 2016/

In /ENSI 2019a/ hingegen wird diese Anforderung eingeschränkt indem darauf verwiesen wird, dass jeweils „gegen die zum Zeitpunkt ihrer<sup>109</sup> Errichtung von den Aufsichtsbehörden akzeptierten Belastungen“<sup>110</sup> auszulegen wäre. In /ENSI 2019 a/ ist auch festgelegt, dass die

- EK-I-klassierten Systeme und Komponenten gegen Belastungen durch das Sicherheitserdbeben (SSE)<sup>111</sup> so auszulegen sind, dass die benötigte Funktion, Integrität oder Standsicherheit der Systeme und Komponenten gewährleistet bleibt.
- BK-I-klassierte Bauwerke gegen Belastungen durch das SSE so auszulegen sind, dass deren Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit gewährleistet bleibt.
- EK-II-klassierte Systeme und Komponenten sowie BK-II-klassierte Bauwerke gegen die Belastungen durch das Betriebserdbeben (OBE)<sup>112</sup> auszulegen sind.

ENSI hat gefordert, Sicherheitsnachweise hinsichtlich der Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 zu aktualisieren. Bezüglich KKL bestätigt ENSI in /ENSI 2021/ die Aktualisierung wie folgt: „Insgesamt beurteilt das ENSI die vom KKL verwendete Erdbebengefährdung als korrekt und der aus der Erdbebengefährdung ENSI-2015<sup>113</sup> abgeleitete Wert von 0,35 g (Peak Ground Acceleration - PGA) ist als Nachweiskriterium für die Beurteilung der Erdbebensicherheit geeignet.“

---

<sup>109</sup> Gemeint sind hier nach /ENSI 2019a/ die EK-I- und EK-II-klassierten Systeme und Komponenten sowie die BK-I- und BK-II-klassierten Bauwerke

<sup>110</sup> Falls von der Richtlinie abweichende Belastungen akzeptiert wurden ist der Zugang zu diesen Angaben nicht ohne weiteres möglich.

<sup>111</sup> Das Sicherheitserdbeben, englisch Safe Shutdown Earthquake (SSE), ist ein Erdbeben mit einer Belastung, die zum Zeitpunkt der Errichtung der SSK von der Aufsichtsbehörde akzeptiert wurde. Diese Belastung bezieht sich auf eine Gefährdungsannahme, die mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr überschritten wird. /ENSI 2019a/

<sup>112</sup> Ein Betriebserdbeben, englisch Operating Basis Earthquake (OBE), ist ein verglichen mit dem Sicherheitserdbeben schwächeres Erdbeben, das mit zum Zeitpunkt der Errichtung der SSK von der Aufsichtsbehörde akzeptierten Belastungen verbunden ist. /ENSI 2019a/

<sup>113</sup> Verfügung ENSI: «Verfügung: Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 für die Standorte der Schweizer Kernkraftwerke», ENSI - 10KGX.PEG vom 26.05.2016

Bezüglich der Erdbebennachweise wird in /ENSI 2021/ generell festgestellt, dass „Alle Abfahrpfade<sup>114</sup> bestehen entweder aus Sicherheitssystemen oder Notstandssystemen. Interne Notfallschutzmaßnahmen und die externe Stromversorgung sowie Eigenbedarfsversorgung wurden vom KKL nicht kreditiert. Diese Vorgehensweise bewertet das ENSI als korrekt. Die SSK dieser Sicherheits- und Notstandssysteme sind mit ihren Erdbebenfestigkeiten in den Komponentenlisten zusammengestellt. Aufgrund der Verfügbarkeit mehrerer Abfahrpfade wird ein unabhängiger Einzelfehler beherrscht.“

Hingegen wird der Umfang der Abfahrpfade im KKL<sup>115</sup> /KKL 2011/ wie folgt beschrieben:

- „Der normale Abfahrpfad“ (1) verläuft über den Hauptkondensator (RM) der Turbine und letztlich über das RHR A/B (TH) zum kalt abgestellten, stabilen Zustand.
- Ein redundanter Abfahrpfad (2) besteht in der Dampfkondensation bis zur Abfahrkühlung über den RHR Wärmetauscher. Die seismische Kapazität dieses Abfahrpfades ist deutlich höher als bei dem „normalen“ Abfahren (1) mit den Betriebssystemen.
- Ist keiner der beiden vorgenannten Wege möglich, so müssen die Systeme der Notkühlpfade (3) eingreifen.“ Hier wird dann u.a. auch das SEHR-System kreditiert.

Es ist festzustellen, dass bezüglich der Definition der Abfahrpfade für das KKL /KKL 2011/ und der diesbezüglichen Definition in /ENSI 2020a/ deutliche Unterschiede bestehen.

Auch ist der Aussage hinsichtlich einer „Beherrschbarkeit eines unabhängigen Einzelfehlers“ bei den Abfahrpfaden nicht nachvollziehbar:

---

<sup>114</sup> Ein Abfahrpfad ist eine Kombination von Systemen und Massnahmen, mit der das Abfahren eines Kernkraftwerks in einen sicheren Zustand gewährleistet ist. Die Schweizer Kernkraftwerke verfügen über drei definierte Abfahrpfade, die in der Regel aus mehreren Redundanzen bestehen: Abfahrpfad 1: Der erste Abfahrpfad besteht aus den Sicherheitssystemen. Abfahrpfad 2: Die speziell geschützten Notstandssysteme stellen den zweiten Abfahrpfad dar. Er ist vornehmlich für die Beherrschung extremer externer Ereignisse sowie Einwirkungen Dritter vorgesehen. Abfahrpfad 3: Der dritte Abfahrpfad umfasst alle fest installierten SSK sowie die verfügbaren mobilen Notfallausrüstungen, deren Funktion für die aus dem zu beherrschenden Störfall resultierenden Belastungen nachgewiesen ist./ENSI 2020a/

<sup>115</sup> Die Regelungen zu den Abfahrpfaden finden sich in der Gesamtfahrvorschrift für die Pfade (1) und (2) sowie für den Pfad (3) in den Störfallvorschriften.



- Der „Einzelfehler“ stellt nach /IAEA 2016, Requirement 25/ ein Auslegungskonzept<sup>116</sup> für Sicherheitssysteme dar.
- Die Abfahrpfade beschreiben jedoch einen Systemzustand, der z.B. dadurch gekennzeichnet ist, dass die erforderlichen Systeme und Einrichtungen auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 zur Ereignisbeherrschung (also Abfahrpfade 1 und 2 /KKL 2011/) im Anforderungsfall nicht ausreichend zuverlässig bzw. wirksam sind, so dass das Eingreifen der Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (und darüber hinaus im Umfange des SEHR Systems), also Abfahrpfad 3, erforderlich sind.

Unabhängig von der unterschiedlichen Anwendung der Definition der „Abfahrpfade“ /KKL 2011, ENSI 2020a/ verbleibt doch die Frage nach deren sicherheitstechnischen Nutzen. Mit der Zuordnung von Ereignissen und den zu deren Beherrschung erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen zu Sicherheitsebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept sind ausreichend Anforderungen an die erforderliche Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der jeweils erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen gegeben.

Nach /IAEA 2016/ sollen die Maßnahmen und Einrichtungen der 3. Sicherheitsebene (Beherrschung von Auslegungsstörfällen) geeignet sein, einen definierten „controlled state“ zu erreichen und sicherzustellen<sup>117</sup>.

Die (deutsche) RSK hat hierzu konkret ausgeführt: „Für die Nachweisführung im Genehmigungsverfahren (Störfallanalysen) dürfen - dem deterministischen Auslegungskonzept für das Erreichen des kontrollierten Zustands folgend - nur Sicherheitseinrichtungen kreditiert werden. Dabei sind die Redundanzanforderungen des kerntechnischen Regelwerks zu berücksichtigen. Die Störfallanalysen müssen unter den o. g. Randbedingungen mindestens bis zum Erreichen eines kontrollierten Zustands – im Falle von mehreren

---

<sup>116</sup> „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.“ /IAEA 2016/

<sup>117</sup> „controlled state: Plant state, following an anticipated operational occurrence or accident conditions, in which the fundamental safety functions can be ensured and which can be maintained for a time sufficient to effect provisions to reach a safe state.“ /IAEA 2016/

in zeitlicher Abfolge anzustrebenden kontrollierten Zuständen bis zum Erreichen des letzten „kontrollierten Zustands“ durchgeführt werden.“<sup>118</sup>

### **Externe Überflutung sowie weitere meteorologische Einwirkungen**

Nach den Angaben in /ENSI 2019/ liegen für den Standort des KKL aktuell die folgenden Gefährdungswerte (10.000-jährliche Ereignisse) vor (Tabelle 1):

<b>Instantan einwirkende Gefährdung</b>	<b>KKL-spezifischer Gefährdungswert</b>
Wind	44,8 m/s
Tornado	50,2 m/s
Starkregen	Maximal mögliche Wasseransammlung auf den Gebäudedächern
<b>Mittelfristig einwirkende Gefährdung</b>	
Schneelast	2,21 kN/m <sup>2</sup>
Maximale Lufttemperatur	43,2 °C
Minimale Lufttemperatur	-29,8 °C
<b>Langfristig einwirkende Gefährdung</b>	
Extreme Flusswassertemperaturen	28,9 °C / Auftreten von Eisbrei
Trockenheit	Flusspegel < 308,7 m ü. NN

Tabelle 1: Extremwetter-Gefährdungswerte für das KKL (10'000-jährliche Ereignisse) /ENSI 2019/

Die externen Einwirkungen Hagel, vereisender Regen, Vereisung durch niedrige Außen- bzw. Flusswassertemperaturen und Waldbrand wurden nach den Angaben in /ENSI 2019/ qualitativ untersucht. Die Kombinationen aus Schneelasten und minimaler Lufttemperatur sowie Trockenheit und maximaler Lufttemperatur sollen dabei berücksichtigt worden sein.

In Bezug auf die Anforderung nach Analyse auslegungsüberschreitender naturbedingter externer Einwirkungen wird in /ENSI 2019/ ausgeführt, dass „das KKL über sehr große Sicherheitsmargen verfügt, die deutlich über die Anforderungen der 10.000-jährlichen Ereignisse Erdbeben oder Überflutung hinausgehen.“ ENSI würde insofern keine weiteren Maßnahmen als notwendig erachten.

- Flugzeugabsturz

---

<sup>118</sup> RSK-EMPFEHLUNG (439. Sitzung am 07.07.2011), Regelungen zu Anlagenzuständen nach Eintritt eines Störfalls

Gemäß WENRA Ref.- Level E5.2 /WENRA 2021/ 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 Flugzeugabsturz<sup>119</sup> (unfallbedingt sowie gezielt verursacht). Der Flugzeugabsturz wird auch zu den sog. Notstandsfällen zugeordnet /BMU 2015, ENSI 2019a<sup>120</sup>/.

In der im Dezember 1986 veröffentlichten HSK Richtlinie HSK-R-102/d /ENSI 1986/ ist die Auslegung von AKW in der Schweiz gegen Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz geregelt. Die Inbetriebnahme des AKW KKL erfolgte gegen Ende 1984, also deutlich vor Inkraftsetzung der eben genannten Richtlinie.

In den Vereinigten Staaten von Amerika wurden bis in die 1980er Jahre für Standorte, die mehr als 5 Meilen (~ 8 km) von einem Flugplatz entfernt sind, die Risiken Flugzeugabstürze als so gering eingeschätzt, dass hierfür besondere Schutzmaßnahmen nicht erforderlich waren<sup>121</sup>. In der Praxis galt dies für die große Mehrheit der Standorte. /EUR 1984/

In verschiedenen Berichten findet man folgende Angaben zur Frage der Auslegung des AKW KKL gegen Flugzeugabsturz:

- /HSK 1998/: „The second generation plants were based on US-American and German design criteria which included protection from external events. The US-American design of Leibstadt NPP had to be adjusted to satisfy specific Swiss requirements, according to the HSK Guidelines R-101 with regard to external events. To fulfil these additional requirements, a special emergency heat removal system was backfitted.“
- /HSK 1996/: „Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die systemtechnischen Anforderungen und die Penetrations-Mindestbetonwandstärke gemäss

---

<sup>119</sup> Siehe auch WENRA-Ref.-Level TU2.1 /WENRA 2021/

<sup>120</sup> Notstandfall: Der Notstandfall umfasst eine Gruppe von Störfällen, die nur mittels Notstandssystemen beherrscht werden können. Dazu gehören ein Brand im Hauptkommandoraum, unbefugte Einwirkungen (UEW) oder bestimmte externe Ereignisse wie Flugzeugabsturz.

<sup>121</sup> „In practice, for the great majority of sites in the United States of America, located over 5 miles (~ 8 km) from an aerodrome, the risks associated with aircraft crashes are judged to be sufficiently remote to be acceptable without the need for special protective measures.“ /

HSK-R-102 erfüllt sind, dass aber keine genaue Information über die Tragsicherheit der Betonkonstruktionen im Aufprallbereich des Militärflugzeugs vorliegt. Der Nutzen von allfälligen aufwendigen Nachrüstungen, die theoretisch aus neuen Nachweisen eventuell hergeleitet werden könnten, wird als gering beurteilt. Es wäre eine Verbesserung eines bereits hohen Sicherheitsniveaus. Auch ist daran zu erinnern, dass die HSK-R-102 nur für neu zu erstellende Kernkraftwerke gültig ist.“

- „Bei der bautechnischen Auslegung der Anlage Leibstadt (KKL) auf den Flugzeugabsturz nahm man als Last ein Zivilflugzeug des Typs Boeing 707-320 (Masse ca. 90t) an, das mit einer Geschwindigkeit von 370 km/h auf das Reaktorgebäude aufprallt. Obwohl das in den 70er Jahren gewählte Absturzscenario (Boeing 707-320) für die Auslegung dieser Anlagen nicht vollständig dem Anforderungsszenario (Starfighter F104 G) der im Jahre 1986 in Kraft gesetzten HSK-Richtlinie R-102 entspricht, wurde festgestellt, dass die systemtechnischen Anforderungen und die Penetrations-Mindestbetonwandstärke gemäß HSK-R-102 dennoch erfüllt werden. Der vorhandene Schutzgrad gegen Flugzeugabsturz wird von der HSK deshalb für beide Anlagen als ausreichend eingestuft.“

„Im Falle eines schweren, die heutige Auslegung der AKW gegen Flugzeugabsturz massiv überschreitenden Flugzeugabsturzes<sup>122</sup> kann nicht ausgeschlossen werden, dass es zum Versagen der Sicherheitshülle und auch zur Beschädigung der darunter liegenden inneren Gebäudestrukturen kommt. Dabei können auch Beschädigungen des Reaktorkühlsystems oder der Brennelementbecken nicht ausgeschlossen werden. Dies könnte im schlimmsten Fall zu einem großen Kühlmittelverluststörfall mit Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung führen. Die Anlagen sind jedoch so ausgelegt, dass selbst dieser extreme Störfall durch das korrekte Funktionieren der Notkühlsysteme beherrscht werden kann. Bei einer Beschädigung oder dem Versagen der verschiedenen redundanten Notkühlsysteme kann ein Kernschmelzunfall jedoch nicht mehr ausgeschlossen werden.“<sup>123</sup>

---

<sup>122</sup> Gemeint sind hier die oben angesprochenen auslegungsüberschreitenden anlagenexternen Einwirkungen (WENRA Ref.-Level TU6.1)

<sup>123</sup> <https://www.nuklearforum.ch/de/aktuell/e-bulletin/schutz-der-schweizerischen-kernkraftwerke-gegen-einen-flugzeugabsturz>

- /ENSI 2019/: Flugzeugabsturz ist als AÜ<sup>124</sup> (Ausnahme: Der Absturz eines Leichtflugzeugs oder Hubschraubers auf das Maschinenhaus ist der Störfallkategorie 3 zuzuordnen.)<sup>125</sup> eingeordnet.

„Die Bestimmung der Absturzhäufigkeiten auf die einzelnen Gebäude ist für das ENSI nachvollziehbar und plausibel. Der Absturz eines Verkehrsflugzeugs ist für alle Gebäude ein auslegungsüberschreitender Störfall. Ungeachtet dessen ergibt sich aufgrund der Auslegung des KKL ein guter Schutz gegen einen solchen Absturz. Weiterhin ist es für das ENSI nachvollziehbar, dass die Auswirkungen eines unfallbedingten Absturzes eines Leichtflugzeugs oder Helikopters begrenzt sind und durch die Analysen der übrigen Auslegungsstörfälle abdeckend behandelt sind.“

Da der Flugzeugabsturz gemäß /ENSI 2020a/ als Notstandsfall eingruppiert ist anbei die Bewertung zum Notstandssystem:

„Allgemein ist es für das ENSI nachvollziehbar, dass das KKL die Notstandssituation keiner Störfallkategorie zugeordnet hat, da das Notstandssystem grundsätzlich nicht zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen benötigt wird<sup>126</sup>. Die gewählten drei Szenarien<sup>127</sup> sind nach Ansicht des ENSI geeignet zum Nachweis der Auslegungsvorgaben des SEHR. Mit der Leistungserhöhung wurde vom KKL gezeigt, dass die technischen Nachweisziele der Störfallkategorie 3 eingehalten werden und somit sowohl die Kernkühlung als auch die Containmentintegrität auch alleine mit dem Notstandssystem sichergestellt werden kann.“

---

<sup>124</sup> AÜ: Auslegungsüberschreitendes Szenario

<sup>125</sup> „Ein unfallbedingter Absturz auf die sicherheitsrelevanten Gebäude (wie bspw. Reaktorgebäude, Reaktorhilfsanlagegebäude, Notstandsbunker, Brennelementlager oder Maschinenhaus) ist für die Kategorie der Verkehrsflugzeuge und strahlgetriebenen Kampfflugzeuge auslegungsüberschreitend.“ /ENSI 2019/

<sup>126</sup> Anmerkung: Andererseits wird aber seitens KKL das Notstandssystem als (erforderliche) Redundanz im Notkühlsystem gezählt, was auch von ENSI bestätigt ist.

<sup>127</sup> „Einerseits wurde ein SCRAM mit Isolation nach einem kleinen Dampfleitungsbruch ausserhalb des Containments und andererseits ein Öffnen aller acht ADS-Ventile bei Vollast untersucht. Zum Nachweis des Langzeit-Containmentverhaltens wurde ein Szenario mit unbeabsichtigtem Öffnen eines Entlastungsventils untersucht. In allen Fällen wurde davon ausgegangen, dass nur das SEHR und kein anderes Not- und Nachkühlssystem verfügbar ist. Weiterhin wird das Einzelfehlerkriterium auf das SEHR angewendet und ein Notstromfall angenommen. Die Analysen dienen zum Nachweis der Einhaltung der Auslegungsvorgaben des SEHR und weisen die autarke Kühlung des Reaktors und Containments ohne Operateurhandlungen während 10 h nach.“

Anmerkung: Der Flugzeugabsturz ist hier nicht explizit angesprochen!

- /KKL 2011/: Überblick über die Auslegung wichtiger Systeme gegen Flugzeugabsturz

Ak.-Nr.	System	Standort (Gebäude)	Auslegung
TG	BE-Becken Kühl-/Reinigungssystem (FPCCU)	ZA; ZB1; ZD1	SSE, Flugzeugabsturz
TH	Nachwärmeabfuhr-System (RHR)	ZA; ZC1	SSE, Flugzeugabsturz

Ak.-Nr.	System	Standort (Gebäude)	Auslegung
TL15/16	Lüftungsanlage Containment	ZA; ZB1	SSE, Flugzeugabsturz SSE/OBE
TL11/12/13	Umluftanlage Containment	ZA	SSE, Flugzeugabsturz
TH	Nachwärmeabfuhr-System (RHR)	ZA; ZC1	SSE, Flugzeugabsturz
TF	Notstandssystem (SEHR)	ZA; ZC2	SSE, Flugzeugabsturz
XK	Gefilterte Containment-Druckentlastung	ZA; ZC3	SSE, Flugzeugabsturz (Innere Ausrüstungen)

Ah.-Nr.	System	Standort (Gebäude)	Auslegung
SA/SB	Turbinenanlage	ZF	OBE
SD	Kondensator	ZF	OBE
SE/SF	Bypasssystem	ZF	OBE
TJ	Hochdruck-Kernsprühsystem (HPCS)	ZC1; ZK3; ZM6	SSE
TM	Reaktorkernisoliations-Kühlsystem (RCIC)	ZC1;	SSE
TK	Niederdruck-Kernsprühsystem (LPCS)	ZC1; ZK1; ZM4	SSE
TH11	Niederdruck-Kernflutssysteme (LPCI)	ZC1; ZK1; ZM4;	SSE
TH12/13	Niederdruck-Kernflutssysteme (LPCI)	ZC1; ZK2; ZM5	SSE
TF	Notstandssystem (SEHR)	ZC2	SSE, Flugzeugabsturz
YB(ADS)	Automatisches Druckentlastungssystem (ADS)	ZA	SSE, Flugzeugabsturz
VE	Notkühlwasser (ESW)	ZK1; ZM4; ZK2; ZM5	SSE
VG	Nukleares Zwischenkühlwasser (NICCW)	ZC1	SSE

Das Nebenkühlwasser (VF)- wie auch das Hauptkühlwasser (VC)-System sind nicht gegen Flugzeugabsturz ausgelegt.

Die Frage nach der Sicherheit der schweizerischen AKW im Falle eines Flugzeugabsturzes ist von öffentlichem Interesse, insgesamt zu sechs Fragen hat sich das Technische Forum Kernkraftwerke<sup>128</sup> hierzu zusammengefunden:

Die Antworten von ENSI hierzu besagen:

- Lokale Schäden sind nur möglich, wenn der Anprall mit hoher Geschwindigkeit und hoher Präzision erfolgt. Wird die Gebäudehülle dennoch durchschlagen,

<sup>128</sup> <https://www.ensi.ch/de/technisches-forum/page/5/?question-forum=technisches-forum-kernkraftwerke-ensi>

werden harte Flugzeugteile stark abgebremst und der Beton zerbricht in kleine Trümmerteile, wie die neusten Versuche mit ENSI-Beteiligung zeigen.

- Es ist folglich davon auszugehen, dass herabfallende Trümmerteile weder das massive Brennelementlagerbecken noch die robuste, während der Revision offene Reaktorgrube entscheidend schädigen können und diese Strukturen ausreichend dicht bleiben. Das heißt, die Brennelemente sowohl im Reaktor als auch im Brennelementlagerbecken bleiben rund 7m hoch mit strahlungsabschirmendem Wasser überdeckt.

Das Wasser selbst bietet gegen einfallende Trümmer einen hohen Schutz. Die Lagergestelle und die Kerneinbauten des Reaktors sind ausreichend robust, um das Gewicht von allfälligen Trümmerteilen zu tragen. In Fukushima konnte beobachtet werden, dass die Brennelemente in den gefüllten Lagerbecken nicht beschädigt wurden, obwohl deren Lagergestelle mit schweren Trümmern belegt waren. Auch dank den seit Fukushima ausgebauten Accident-Management-Maßnahmen kann die Kühlung des Kerns weiter aufrechterhalten und die Freisetzung großer Mengen an radioaktivem Material vermieden werden, selbst unter Annahme eines infolge Flugzeugabsturzes beschädigten Reaktorgebäudes. Die sicherheitsrelevanten Gebäude können aufgrund der topographischen Gegebenheiten in der Umgebung der Kernkraftwerke nur von bestimmten Richtungen angeflogen werden.

Aufgrund der in den Untersuchungen aus dem Jahr 2003 erwähnten Brennelementbecken-Anordnungen ist das ENSI der Ansicht, dass die Brennelement-Lagereinrichtungen aller Kernkraftwerke über einen ausreichenden Schutz bei einem Flugzeugabsturz verfügen und dass eine Rekritikalität oder eine ungenügende Kühlung der eingelagerten Brennelemente vermieden werden kann.

- Ungeachtet dessen wird das ENSI neue Erkenntnisse im Bereich der vorsätzlichen Flugzeugabstürze weiterverfolgen. Unter Berücksichtigung der technischen Entwicklungen der letzten Jahre werden die Untersuchungen aus dem Jahr 2003 aktualisiert. Darüberhinausgehende Angaben erfolgen nach Abschluss dieser Arbeiten.
- Bei den Analysen zum Flugzeugabsturz wurde ein Spektrum aktueller Flugzeugtypen berücksichtigt. Der vorsätzliche Flugzeugabsturz wird seit dem am 27. September 2001 vom ENSI geforderten Studien detailliert betrachtet. Über die aktuellsten Annahmen gibt das ENSI aufgrund der gesetzlichen

Anforderungen und internationalen Verpflichtungen zum Umgang mit sicherungsrelevanter Information keine Auskunft.

- Eine große Freisetzung radioaktiver Stoffe kann nicht mit absoluter Sicherheit (d.h. „Nullrisiko“) ausgeschlossen werden, doch wird im von der Gesellschaft in den Gesetzen festgelegten Rahmen Vorsorge getroffen, um eine große Freisetzung radioaktiver Stoffe wirksam zu vermeiden. Die mit dem Betrieb der Kernkraftwerke verbundenen, sehr geringen Freisetzungsrissen aufgrund schwerer Unfälle werden vom ENSI regelmäßig im Rahmen der Stellungnahmen zu den Periodischen Sicherheitsüberprüfungen publiziert.

Zusammenfassend soll an dieser Stelle nochmals die bereits vorher in diesem Kapitel erwähnte Einschätzung des schweizerischen Nuklearforums zu den Gefahren eines Flugzeugabsturzes zitiert werden:

„Im Falle eines schweren, die heutige Auslegung der AKW gegen Flugzeugabsturz massiv überschreitenden Flugzeugabsturzes<sup>129</sup> kann nicht ausgeschlossen werden, dass es zum Versagen der Sicherheitshülle und auch zur Beschädigung der darunter liegenden inneren Gebäudestrukturen kommt. Dabei können auch Beschädigungen des Reaktorkühlsystems oder der Brennelementbecken nicht ausgeschlossen werden. Dies könnte im schlimmsten Fall zu einem großen Kühlmittelverluststörfall mit Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung führen. Die Anlagen sind jedoch so ausgelegt, dass selbst dieser extreme Störfall durch das korrekte Funktionieren der Notkühlsysteme beherrscht werden kann. Bei einer Beschädigung oder dem Versagen der verschiedenen redundanten Notkühlsysteme kann ein Kernschmelzunfall jedoch nicht mehr ausgeschlossen werden.“

### 6.5.2 Anlageninterne übergreifende Einwirkungen

Generelle Anmerkung:

Nach /ENSI 2019/ treten Auslegungsstörfälle definitionsgemäß im Häufigkeitsbereich von kleiner als  $10^{-1}$  pro Jahr bis grösser als  $10^{-6}$  pro Jahr auf und werden grundsätzlich mit Sicherheits- bzw. Notstandssystemen beherrscht.

---

<sup>129</sup> Gemeint sind hier die oben angesprochenen auslegungsüberschreitenden anlagenexternen Einwirkungen (WENRA Ref.-Level TU6.1)



Dies steht im Widerspruch zu den Empfehlungen von /IAEA 2019, Annex II/ wonach Auslegungsstörfälle (Design basis accidents) eingestuft sind im Bereich  $10^{-2} > f > 10^{-6}$ . Hingegen sind Ereignisse mit  $f > 10^{-2}$  als Betriebsstörungen (anticipated operational occurrences) zu behandeln. Für die Beherrschung von Betriebsstörungen sind Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 2 vorzuhalten. Dieser Ansatz stimmt auch mit der Stellungnahme der deutschen Reaktorsicherheitskommission (RSK) aus 2013 überein<sup>130</sup>.

Nach der Einstufungsrichtlinie von ENSI wären dann bereits Betriebsstörungen, also  $f > 10^{-2}$  /IAEA 2019/, als Auslegungsstörfälle einzustufen.

Es verbleibt somit die Frage der Definition der Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) und der Sicherheitsebene 2 (Betriebsstörungen), die nach ENSI beide im Häufigkeitsbereich  $f > 10^{-1}$  verortet wären. Dabei wären Betriebsstörungen insbesondere durch spezielle Begrenzungssysteme zu beherrschen.

- Interner Brand

Nach /ENSI 2019/ sind die Ausführungen des KKL im Allgemeinen aufgrund der Auslegung und räumlichen Trennung der Anlage zwar plausibel, jedoch erfüllen die Darlegungen des KKL nicht mehr die Anforderungen des aktuellen schweizerischen Regelwerks.

ENSI hat deshalb die Forderung 6.2-3 b) /ENSI 2019/ erlassen wonach das KKL ein deterministisches Störfallspektrum anlageninterner Brände bis zu einer Eintrittshäufigkeit von  $10^{-6}$  pro Jahr bis zum 15. Dezember 2021 zu bestimmen hat.

Die Ergebnisse des angeforderten Störfallspektrums liegen bisher nicht vor.

ENSI stellt weiterhin fest, dass das KKL bei der Überprüfung von bestehenden Bauten bezüglich Brandwiderstand nach den aktuellen SIA-Tragwerksnormen ausschließlich Betonbauteile untersucht hat. Es soll deshalb abgeklärt werden, ob es Stahlbauteile bzw. Stahlkonstruktionen gibt, die für die Tragsicherheit im Brandfall relevant sind. Gegebenenfalls muss auch für solche Bauteile die Erfüllung der Normanforderungen der aktuellen Normen des SIA nachgewiesen werden. (Forderung 4.2-1 in /ENSI 2019/)

Weiterhin stellt ENSI Mängel bei der erforderlichen Sicherstellung des

---

<sup>130</sup> RSK-Stellungnahme (460. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission am 29.08.2013) (Veröffentlicht im Bundesanzeiger, Amtlicher Teil, am 05.12.2013, B4) RSK-Verständnis der Sicherheitsphilosophie

Brandschutzes im KKL fest. Das z.B. festgestellte Offenstehen von Türen in Räumen der Div. 10 und 20 aus kühlungstechnischen Gründen wäre nicht zulässig. Die brandschutztechnische Trennung der Divisionen soll jederzeit, unabhängig von Betriebszustand, gewährleistet sein. /ENSI 2019/

- Interne Überflutung

Nach /ENSI 2019/ sind die Ausführungen des KKL im Allgemeinen aufgrund der Auslegung und räumlichen Trennung der Anlage zwar plausibel, jedoch erfüllen die Darlegungen des KKL nicht mehr die Anforderungen des in 2009 in Kraft getretenen schweizerischen Regelwerks.

ENSI hat deshalb die Forderung 6.2-3 a) erlassen wonach das KKL ein deterministisches Störfallspektrum anlageninterner Überflutungen bis zu einer Eintrittshäufigkeit von  $10^{-6}$  pro Jahr zu bestimmen hat.

Die Ergebnisse des angeforderten Störfallspektrums liegen bisher nicht vor.

- Anforderungen an Kräne/Absturz schwerer Lasten

- 115-t-/5-t-Polarkran

Nach /ENSI 2019/ besteht für den Polarkran weiterer Verbesserungsbedarf. Es sind entsprechende Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheitsmargen erforderlich. Dies betrifft insbesondere die Margen bei den Radlasteinleitungen in die Rollenkästen der Kopfträger von Katze und Kran. Weiterhin sind auch kleine Sicherheitsmargen an lokalen Schwachstellen des Tragwerks, vor allem beim Polarkran an der Katze und an der Brücke, vorhanden.

ENSI hat deshalb die Forderung 4.6-2 a) erlassen wonach zur Ertüchtigung des Tragwerks des 115-t-/5-t-Polarkrans Konzepte für Normalbetrieb und Erdbebenbelastung (Sicherheitserdbeben) bis zum 15. Dezember 2020 einzureichen sind. Diese Unterlagen sind bisher nicht verfügbar.

- 130-t-Brennelementlagerkran

Nach /ENSI 2019/ besteht für den 130-t-Brennelementlagerkran grundsätzlich der gleiche Verbesserungsbedarf wie für den Polarkran, da auch hier nur kleine Margen für den Festigkeitsnachweis bei Sicherheitserdbeben für das Krantragwerk bestehen.

ENSI hat deshalb die Forderung 4.6-2 b) erlassen wonach zur Ertüchtigung des Tragwerks des 130-t-Brennelementlagerkrans Konzepte für Normalbetrieb und Erdbebenbelastung (Sicherheitserdbeben) bis zum 15. Dezember 2020 einzureichen sind.

Diese Unterlagen sind bisher nicht verfügbar.

- Absturz schwerer Lasten  
Nach Auffassung von /ENSI 2019/ sind neben dem Absturz eines Transport- und Lagerbehälters für abgebrannte Brennelemente weitere mögliche Abstürze aufgrund eines Versagens verschiedener Hebezeuge oder Sekundärschäden an SSK durch den Absturz schwerer Lasten in den sicherheitsrelevanten Gebäuden zu bewerten.  
Hierzu wurde die Forderung 6.1-2 erlassen wonach das KKL bis zum 15. Dezember 2022 den Störfall „Absturz schwerer Lasten“ um weitere Szenarien, welche das Versagen verschiedener Hebezeuge in den sicherheitsrelevanten Gebäuden berücksichtigen, zu ergänzen, entsprechend der zu erwartenden Absturzhäufigkeit zu kategorisieren und die Auswirkungen zu analysieren.

### **6.5.3 Zusammenfassung wesentlicher Kritiken zum Sachverhalt „Widerstandsfähigkeit sicherheitsrelevanter Systeme gegen anlagenexterne (wie Erdbeben, Überflutung, Flugzeugabsturz) und anlageninterne (wie Feuer, Überflutung) redundanz-übergreifende Einwirkungen.“**

- Der Unfall im japanischen AKW Fukushima hat die Bedeutung extremer anlagenexterner Einwirkungen für die Sicherheit von AKW mit Nachdruck unterstrichen:
- Bereits jetzt zeigt sich, dass der gegenwärtige, menschenverursachte Klimawandel vorgedachte Entwicklungen bezüglich Häufigkeit und Intensität der meteorologisch bedingten Einwirkungen deutlich verstärkt.  
Unter dem Gesichtspunkt eines beabsichtigten Betriebs über die ursprüngliche Betriebszeit von 40 Jahren werden Analysen zu einer möglichen deutlichen Veränderung meteorologisch bedingter Einwirkungen für erforderlich gehalten. Ausgehend davon wäre eine Bestimmung erwartbarer extremer Einwirkungen abzuleiten sowie die Konsequenzen für die Anlagensicherheit zu bestimmen.
- In verschiedenen Ländern wie Finnland /STUK 2019a/, den Niederlanden /ANVS 2015/ und in Deutschland /BMU 2015/ kommen zur Bestimmung von Bemessungsereignissen Überschreitenswahrscheinlichkeiten von  $10^{-5}$  pro Jahr zur Anwendung.  
WENRA /WENRA 2021/ empfiehlt hingegen für die Bestimmung von Bemessungsereignissen eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr.  
In /ENSI 2019a/ wird darauf verwiesen, dass jeweils „gegen die zum Zeitpunkt ihrer Errichtung von den Aufsichtsbehörden akzeptierten Belastungen“

maßgeblich für die Auslegung sind. Diese Einschränkung kann eine Abweichung von den in der /KEV 2019/ angegebenen Zielwerten bedeuten. Nachprüfbar Angaben hierzu liegen jedoch nicht vor.

Insbesondere unter dem Gesichtspunkt der Definition extremer Einwirkungen wäre auch für KKL für die Bestimmung solcher Ereignisse eine Überschreitenswahrscheinlichkeiten von  $10^{-5}$  pro Jahr zu Grunde zu legen.

- Stand ist, dass im Falle eines größeren, die heutige Auslegung der AKW gegen Flugzeugabsturz überschreitenden Flugzeugabsturzes es nicht ausgeschlossen werden kann, dass es zum Versagen der Sicherheitshülle und auch zur Beschädigung der darunter liegenden inneren Gebäudestrukturen kommen kann. Dabei können auch Beschädigungen des Reaktorkühlsystems oder der Brennelementbecken nicht ausgeschlossen werden. Dies könnte im schlimmsten Fall zu einem großen Kühlmittelverluststörfall mit Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung führen. Kernschmelzsituationen können nicht ausgeschlossen werden
- Nach ENSI Aussagen werden Auswirkungen eines vorsätzlichen Flugzeugabsturzes untersucht. Ergebnisse liegen in einer überprüfbar Art und Weise jedoch nicht vor.

## **6.6 Erhöhung bzw. Vervollständigung des Umfangs des anlageninternen Notfallschutzes.**

### **Folgende wesentliche Abweichungen zu aktuellen Anforderungen bestehen:**

- Kühlung Reaktorkern/Aufrechterhaltung der Containmentfunktion

Nach aktuellem Stand sind Kernschmelzszenarien in die Bewertung der Sicherheit von AKW einzubeziehen (Ref.-Level F4.1 /WENRA 2021/). Es ist nachzuweisen, dass unzulässige radiologische Auswirkungen auf die Umwelt im Falle von Kernschmelzszenarien ausgeschlossen werden können (Ref.-Level F4.13 /WENRA 2021/).

Nach /ENSI 2019/ kann auf der Sicherheitsebene 4b (sh. Bild 2, „Mitigation of the Consequences of severe Accidents“) die Schutzzieleinhaltung bei KKL jedoch „nicht mehr gewährleistet“ werden. Insofern würden die eben genannten WENRA Anforderungen hier nicht erfüllt werden.

In /ENSI 2019/ wird aber weiter ausgeführt: „Es stehen jedoch noch technische

Einrichtungen und geplante Maßnahmen zur Verfügung, um die Freisetzung radioaktiver Stoffe bzw. die radiologischen Auswirkungen von Freisetzungen zu minimieren.“<sup>131</sup> Es wird jedoch nicht ausgeführt, welche konkreten Beiträge diese technischen Maßnahmen und Einrichtungen zur Minimierung möglicher Folgen leisten können.

Nach /IAEA 2021/ ist sicherzustellen, dass „Plant event sequences that could result in high radiation doses or in a large radioactive release have to be ‘practically eliminated’<sup>132</sup> and plant event sequences with a significant frequency of occurrence have to have no, or only minor, potential radiological consequences.“ WENRA hat hierzu im Issue F Festlegungen getroffen, nämlich für den Fall, dass die Containmentfunktion unter Kernschmelzbedingungen nicht im erforderlichen Umfang (durch eigens vorgesehene Maßnahmen und Einrichtungen) gewährleistet werden kann wäre nach /WENRA 2021, Containment functions – Issue F/ bei bestehenden Anlagen zu zeigen, dass das Auftreten von „severe core damage“ praktisch ausgeschlossen werden kann.<sup>133</sup>

Der Betreiber von KKL hat dazu ausgeführt, dass für das KKL Versagensmöglichkeiten des Containments im Zusammenhang mit Kernschmelz Szenarien untersucht wurden. KKL schätzt ein, dass Versagensmöglichkeiten unter Beachtung der vorhandenen Maßnahmen und Einrichtungen sehr unwahrscheinlich seien, so dass weitergehende Vorsorge z.B. gegen Durchschmelzen des Containmentbodens im Fall eines Kernschmelzunfalls nicht nötig sei /KKL 2011/.

Es bestehen allerdings Zweifel, dass „Versagensmöglichkeiten unter Beachtung der vorhandenen Maßnahmen und Einrichtungen“ für das KKL als so unwahrscheinlich, also als praktisch ausgeschlossen zu bewerten sind, so dass weitergehende Vorsorge gegen

---

<sup>131</sup> Solche Maßnahmen sind:

- „ – Umfassende Anlageninstrumentierung, verknüpft mit einem Datenerfassungs- und Auswertungssystem.
- Umfassende Störfall- und Notfallvorschriften, ergänzt mit Entscheidungshilfen für schwere Störfälle.
- Nachgerüstete technische Massnahmen wie z. B. Kernnotkühlung mittels alternativer Methoden zur Reaktoreinspeisung, Möglichkeit zum Fluten eines geschmolzenen Kerns im Containment, gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments, Wasserstoffbeherrschung im Containment mittels Zündern.“ /ENSI 2019/

<sup>132</sup> 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. /IAEA 2021/

<sup>133</sup> WENRA Issue F: „severe core damage shall be prevented with a high degree of confidence“.

Durchschmelzen des Containmentbodens im Fall eines Kernschmelzunfalls bei KKL nicht nötig wären. Diese Zweifel stützen sich insbesondere darauf, dass bei neuen AKW-

Projekten trotz der umfangreichen Sicherheitsvorkehrungen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von Kernschmelzunfällen bereits als Teil der Auslegung implementiert sind<sup>134</sup>. Weiterhin sind z.B. bei den 32 Reaktoren der 900MWe Anlagengeneration in Frankreich Nachrüstungen gegen ein Durchschmelzen des Containmentbodens als Voraussetzung für einen Betrieb dieser Reaktoren über die ursprünglich vorgesehene Betriebszeit von 40 Jahren hinaus vorgesehen /ASN 2021/.<sup>135</sup>

Bei einem Ausfall der gesamten wechselstrom-betriebenen Einspeise- und Kühlsysteme besteht im KKL die Möglichkeit, einen ausreichenden Füllstand im RDB mit dem RCIC (Kernisolations-Kühlsystem) zu gewährleisten. Voraussetzung dafür ist jedoch, dass die RCIC-Pumpe nicht in einen Zustand der Kavitation übergehen kann.

Seitens ENSI sind Untersuchungen gefordert, welche Maßnahmen und Einrichtungen eingeführt bzw. geändert werden müssten, um in einem solchen auslegungsüberschreitenden Anlagenzustand das Wasserinventar der Druckabbaukammer zur Einspeisung in den RDB zur Verfügung zu haben.

Seitens ENSI /ENSI 2019/ wird, wie im EPR Konzept bereits angelegt, auch bei KKL empfohlen, langfristig nach auslegungsüberschreitenden Störfällen nicht mehr über die gefilterte Containment-Druckentlastung (FCVS) die Wärme abführen zu müssen, sondern auch einen geschlossenen Kühlkreislauf zur Verfügung zu haben.

Zur Entwicklung eines entsprechenden Konzeptes ist seitens ENSI eine Forderung an den Betreiber ergangen.

Nach den Angaben in /ENSI 2017/ ist das System der gefilterten Druckentlastung gegen Lasten aus Erdbeben ausgelegt.<sup>136</sup> Nach /ENSI 2019/ „führte das KKL eine seismische

---

<sup>134</sup> Zur Gewährleistung der WENRA Zielsetzung ist z.B. beim EPR ein sog. Core Catcher vorgesehen /ASN 2000/

<sup>135</sup> Ergänzende Anmerkung: Es bleibt bisher offen, ob die auf die 900MW angepasste Auslegung des für den EPR entwickelten Core-Catcher auch sachgerecht funktioniert. Bisher liegen hierzu keine Ergebnisse aus Experimenten oder sonstigen Erprobungen vor.

<sup>136</sup> /ENSI 2017/: „In 2012 ENSI forced the operator of the NPP Leibstadt to take appropriate measures to increase the seismic margins of the FCVS at least to the level of the seismic capacity of the containment.

Ertüchtigung der Behältersockel der beiden XK-Naßwäscherfilter durch. Diese Ertüchtigungsmaßnahme wurde 2018 abgeschlossen und hatte als Ziel die Erdbebenfestigkeit der Filterbehälter auf mindestens 0,65 g zu erhöhen (HCLPF<sup>137</sup> -Wert bezogen auf Fundamentniveau des Reaktorgebäudes). Dieser Wert entspricht der ausgewiesenen Erdbebenfestigkeit der Containmentisolation.“

- Kühlung abgebrannter Brennelemente im Brennelementlagerbecken

Hierzu wird seitens KKL festgestellt, dass „Aufgrund des zeitlich langsamen Störungsverlaufs und der zur Verfügung stehenden Einspeisemöglichkeiten ist eine Abdeckung der Brennelemente nicht zu erwarten. Es sind daher zurzeit keine konkreten Maßnahmen im Falle einer H<sub>2</sub>-Freisetzung infolge Zirkonium-Wasser Reaktion vorgesehen“ /KKL 2011/.

Die deutsche Reaktorsicherheitskommission hat sich ausführlich mit speziellen Fragen der Lagerung abgebrannter Brennelemente beschäftigt<sup>138</sup>. Die RSK beschreibt Szenarien im auslegungsüberschreitenden Bereich bei denen die Kühlung der Brennelemente auch noch mit Beckenwasser im Siedezustand stattfindet. Auch unter diesen Bedingungen muss die Unterkritikalität sichergestellt sein.

ENSI hat diesbezügliche Untersuchungen zur Unterkritikalität bei siedendem Wasser im Brennelementlagerbecken für KKL gefordert /ENSI 2019/.

ENSI hat darüber hinaus weitere Untersuchungen zur Sicherheit der Lagerung abgebrannter Brennelemente im KKL verfügt /ENSI 2019/:

- „Das KKL hat bis zum 15. Dezember 2021 die in der Gefährdungsannahmen-Verordnung und der Richtlinie ENSI-A01 genannten auslösenden Ereignisse für die auf dem Anlagenareal vorhandenen Lager und das Aufbereitungsgebäude, soweit die Ereignisse auf diese übertragbar sind, zu untersuchen. Für die

---

The anchorage of the FCVS tanks was then identified to be the limiting part of the system. The concept of the seismic upgrading was submitted by the operator of NPP Leibstadt at the end of 2015 and reviewed and approved by ENSI in 2016. The planned measures will be implemented before the annual outage in September 2017. After implementation, the seismic capacity of the whole FCVS system will be at the same level as the seismic capacity of the containment and will be able to resist seismic events about twice as strong as the SSE.“

<sup>137</sup> HCPLF - High Confidence of Low Probability of Failure

<sup>138</sup> RSK-Stellungnahme (518. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 21.10.2020), Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken im Restbetrieb

auslösenden Ereignisse sind die Eintrittshäufigkeiten zu bestimmen und die Einhaltung der entsprechenden Nachweisziele aufzuzeigen.

- Die Analyse für den Störfall „Unfallbedingter Flugzeugabsturz auf das KKL-Zwischenlager“ ist unter Berücksichtigung nachfolgender Punkte bis zum 15. Dezember 2022 zu überarbeiten:
  - a) Für die Extrapolation der mechanisch bedingten Freisetzunganteile müssen die massenspezifischen Energieeinträge herangezogen werden.
  - b) Die mechanisch bedingten Freisetzunganteile aus der Transportstudie Konrad müssen mittels Skalierung auf die Massen und Volumina der zu untersuchenden Gebinde umgerechnet werden.“

## **6.7 Zur Rolle der PSA bei der Feststellung eines ausreichenden Sicherheitsniveaus**

Eine probabilistische Risikoanalyse (auch probabilistische Sicherheitsanalyse, PSA, genannt) ist lt. IAEA eine umfassende, strukturierte Vorgehensweise zur Identifizierung von Versagens-Szenarien, die ein konzeptionelles und mathematisches Werkzeug zur Ableitung numerischer Schätzwerte für das Risiko darstellt /IAEA 2018b/. Die PSA untersucht die Risiken mittels der Methoden der Wahrscheinlichkeitsrechnung und Systemanalyse.

Probabilistische Sicherheitsanalysen produzieren mehr als numerische Ergebnisse, da sie sehr nützliche Einsichten in das Fortschreiten potentieller Unfallsequenzen gewähren, wie z.B. die Sensitivität der Ergebnisse auf die gemachten Annahmen. Die numerischen Ergebnisse wie die Kernschadenhäufigkeit und die Häufigkeit großer früherer Freisetzungen sind jedoch mit Unsicherheiten behaftet. Diese Unsicherheiten werden wiedergegeben durch geeignete Wahrscheinlichkeitsverteilungen. Es werden die folgenden Arten von Unsicherheiten unterschieden:

- Modellunsicherheiten,
- Daten- und Parameterunsicherheiten,
- Unsicherheiten durch unzureichenden Kenntnisstand.

Das quantitative Gesamtergebnis der Risikoanalyse, bestehend aus der Eintrittswahrscheinlichkeit und den Auswirkungen der untersuchten Unfallabläufe, gibt Aufschluss



über die Risiken der Bevölkerung in der Umgebung der Anlage. Eine praktizierte Bewertung der quantitativen Risikoergebnisse ist der Vergleich mit anderen industriellen Risiken oder anderen Anlagenkonzepten und Systemen.

Die Risikoanalyse erlaubt eine Abschätzung des Standes der Anlagensicherheit und der mit der Anlage verbundenen Risiken. Dabei kann auch die Wirksamkeit der Vorsorge gegen Schäden quantifiziert werden. Bei der Durchführung derartiger Analysen werden Auslegung und Betriebsweisen systematisch erfasst und modellmäßig abgebildet. In die Analysen fließen Erfahrungen aus dem Anlagenbetrieb und neue sicherheitstechnische Erkenntnisse ein. Es können Sicherheitsreserven ausgewiesen und mögliche Schwachstellen erkannt werden. Außerdem lässt sich beurteilen, ob mögliche Auslegungsänderungen ein gleichbleibendes Sicherheitsniveau bei geringerem sicherheitstechnischem Aufwand erlauben.

Die PSA dient insbesondere dazu, eventuell bestehende Schwachstellen (Schwachstellenanalyse) einer Anlage qualitativ und quantitativ festzustellen und die Ausgewogenheit des sicherheitstechnischen Anlagenkonzepts zu beurteilen. Dabei wird aufgezeigt, mit welcher Häufigkeit Störungen und Störfälle infolge anlageninterner und – externer Ursachen sowie unter Berücksichtigung möglicher Ausfälle und Fehler der nach deterministischen Kriterien ausgelegten Sicherheitseinrichtungen sowie fehlerhaften Personalhandlungen zu nicht auslegungsgemäß beherrschten Anlagenzuständen führen können.

Die zahlenmäßigen Ergebnisse zu Unfallhäufigkeiten können bei Gegenüberstellungen nützlich sein – etwa, wenn der Anlagenzustand nach einer durchgeführten Nachrüstung mit jenem davor verglichen werden soll, oder ein Vergleich zwischen zwei Anlagen erfolgen soll.

Derartige Vergleiche setzen allerdings voraus, dass

- jeweils die gleiche Methodik angewandt wird (die PSA-Methodik ist international nicht vereinheitlicht; in verschiedenen Teilbereichen von PSA gibt es unterschiedliche Herangehensweisen),
- die Analysen den gleichen Umfang haben (also das gleiche Spektrum von auslösenden Ereignissen und Anlagenzuständen umfassen) und nicht zuletzt
- die Unsicherheiten der Ergebnisse angemessene Berücksichtigung finden.

Die zahlenmäßigen Ergebnisse einer PSA – insb. im Hinblick auf die Häufigkeit von Kernschäden sowie von großen frühzeitigen Freisetzungen (gemeint sind

Freisetzungen, die umfassende Katastrophenschutz-Maßnahmen erfordern würden, für die jedoch keine oder nur unzureichende Zeit bleibt) – können deshalb nicht als belastbare Absolutwerte angesehen werden. Eine PSA kann die Realität eben nur in begrenzter Weise abbilden; bestenfalls liefert sie einen orientierenden Indikator für die tatsächliche Unfallhäufigkeit, der zwangsläufig unvollständig bleibt.

Verschiedene Faktoren können in PSA grundsätzlich nicht berücksichtigt werden. Dazu gehören neue, bisher unbekannte physikalische und chemische Phänomene sowie unerwartete Ereignisse. Weiterhin ist es unmöglich, Terror- und Sabotagehandlungen in eine PSA sinnvoll einzubeziehen. Derartige Einwirkungen (Terrorangriffe, Aktionen von Innentätern sowie Kombinationen davon) können auf unterschiedlichste Art durchgeführt werden – bei der Wahl der Mittel und der Vorgehensweisen ist die Auswahl nahezu unbegrenzt.

Wie bereits erwähnt, können auch Einflüsse der Sicherheitskultur in einem Kernkraftwerk nicht, oder nur begrenzt in einer PSA abgebildet werden. Ebenso entziehen sich Faktoren wie mangelhafte Aufsicht durch die zuständige Behörde und Mängel in den Sicherheitsvorschriften einer solchen Analyse.

Ausgehend von den Feststellungen zu den Grenzen der Anwendbarkeit der PSA kann den Angaben in /KKL 2011/, wonach „Im internationalen Vergleich liegt das KKL als nachgerüstete Generation II Anlage mit einem gut entwickelten Severe Accident Management (präventiv) bei einem sehr niedrigen CDF-Wert. ... Ohne Erdbeben figuriert die CDF des KKL im Bereich der neuen Generation III Anlagen.“ nicht gefolgt werden. Es ist sicherlich richtig, dass durch Nachrüstungen die Anlagensicherheit verbessert wurde und weiterhin noch verbessert werden kann, im Vergleich zu den Anlagen der AKW-Generation III verbleiben jedoch erhebliche, bereits auf deterministischen Wege zu benennende Defizite.

## **7 Erkenntnisse aus dem Betrieb von KKL**

In 1994 fand im KKL eine OSART-Mission (Operational Safety Review Team) der IAEA statt. Der Bericht über diese OSART-Mission ist jedoch nicht verfügbar.

In einem Bericht der IAEA „Operational safety practices in nuclear power plants“ /IAEA 1998/ findet man allerdings kurze Anmerkungen zu der im November 1996 im KKL erfolgten follow-up OSART Mission. Es wird hier ein guter Abarbeitungsstand der findings aus der OSART-Mission 1994 bescheinigt, allerdings wird darauf verwiesen, dass „There were, however, a number of issues, the progress of which the follow-up team judged to be insufficient. These relate to the development of a more structured approach to on-site training and of ways to capture the best ideas and principles of each department's training and applying them to others; ensuring that all those involved in providing training have themselves been trained in instructional techniques;...“.

Es werden bereits hier Mängel im Bereich des Sicherheitsmanagements, also der organisatorischen Anforderungen an einen sicheren Betrieb, angesprochen, die aktuell noch im KKL akut sind (entsprechende Aussagen weiter unten).

ENSI berichtet kontinuierlich über die sicherheitsrelevanten Betriebsergebnisse der schweizerischen AKW im Rahmen der jährlich erscheinenden Aufsichtsberichte<sup>139</sup>.

### **7.1 Meldepflichtige Ereignisse**

Die ENSI Aufsichtsberichte ermöglichen eine Übersicht über die meldepflichtigen Vorkommnisse. In Bild 18 ist die Anzahl der meldepflichtigen Vorkommnisse für die letzten 10 Jahre KKL betreffend dargestellt.

---

<sup>139</sup> <https://www.ensi.ch/de/dokumente/document-category/aufsichtsberichte-ensi/>

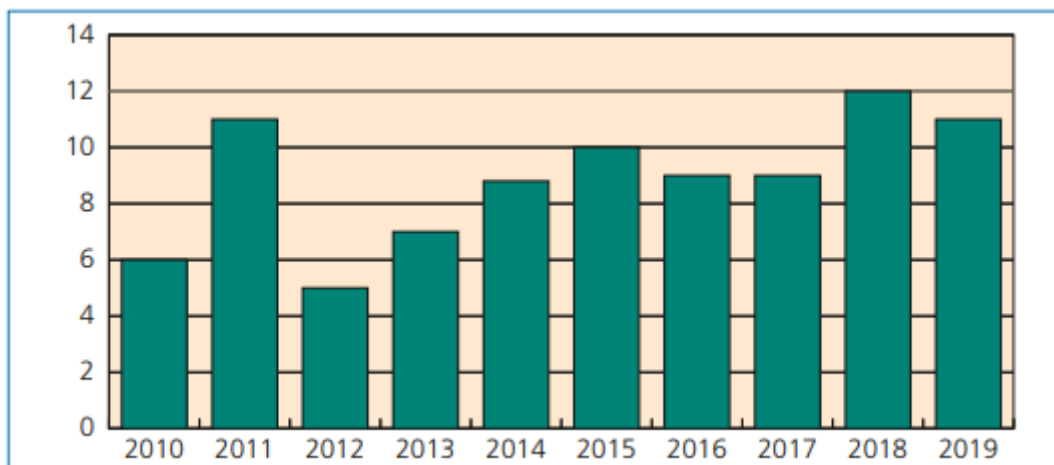


Bild 18: meldepflichtige Vorkommnisse KKL 2010 bis 2019<sup>140</sup>

Beachtenswert dabei ist, dass die Ursachen für die Vorkommnisse häufig mit menschlichen oder organisatorischen Aspekten, sowohl beim Betreiber selbst aber auch bei Fremdfirmen, verbunden sind. Auch im neuesten Aufsichtsbericht<sup>141</sup> wird über solche Vorkommnisse informiert.

Angesichts der Bedeutung dieser Aspekte für die Anlagensicherheit befasste sich auch das „Technisches Forum Kernkraftwerke“<sup>142</sup> mit der Frage 38: Sicherheits- und Fehlerkultur in Schweizer AKW. U.a. wird dazu von ENSI am 13. September 2019 ausgeführt: „Das ENSI verweist grundsätzlich darauf, dass der Betreiber eines Kernkraftwerks für die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit verantwortlich ist. Dazu hat die Betriebsorganisation ein wirksames Managementsystem zu betreiben, das sicherstellt, dass sich auch auf Basis des Managementsystem-Kreislaufs die Performance der Organisation kontinuierlich verbessert. Dieses kontinuierliche organisationale Lernen hat sowohl auf vorkommnisspezifischer als auch auf gesamtorganisationaler Ebene stattzufinden.“

Da sich im KKL in den letzten Jahren durch die Häufung der Feststellungen im Bereich Mensch und Organisation Schwächen auf der gesamtorganisationalen Ebene gezeigt haben, hat das ENSI als Konsequenz seine Aufsicht in dem Bereich intensiviert. Sollte sich trotz des im KKL gestarteten Sicherheitskultur-Programms hier dauerhaft keine

<sup>140</sup> ENSI, Aufsichtsbericht 2019

<sup>141</sup> ENSI, Aufsichtsbericht 2020

<sup>142</sup> <https://www.ensi.ch/de/technisches-forum/?question-forum=technisches-forum-kernkraftwerke-ensi>

Verbesserung zeigen bzw. sogar eine weitere Verschlechterung ergeben, sieht das ENSI weitere Eskalationsstufen vor.“

Dieser Sachverhalt – Probleme bei der Sicherheitskultur im AKW KKL - führte bereits in 2016 zu einer Anfrage im Deutschen Bundestag mit der folgenden Antwort der Bundesregierung<sup>143</sup>: „Zum Thema Sicherheitskultur im Atomkraftwerk Leibstadt wurde berichtet<sup>144</sup>, dass ENSI gemeinsam mit dem Atomkraftwerk Leibstadt an Maßnahmen zur Verbesserung im Bereich „Human and Organisational Factors“ arbeitet.“

Von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung in diesem Zusammenhang ist das Vorkommnis „Nichtverfügbarkeiten des Notkühlsystems im AKW Leibstadt“ in 2018 zu bewerten.

Lt. ENSI<sup>145</sup> waren im AKW Leibstadt in der zweiten Hälfte des Aprils 2018 drei der insgesamt fünf Teilsysteme des Notstand- und des Kernnotkühlsystems nicht oder nur eingeschränkt betriebsbereit:

---

<sup>143</sup> Deutscher Bundestag Drucksache 18/8458, 18. Wahlperiode, 13.05.2016, Schriftliche Fragen mit den in der Woche vom 9. Mai 2016 eingegangenen Antworten der Bundesregierung

<sup>144</sup> Gemeint sind hier die Sitzungen der bilateralen Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)

<sup>145</sup> <https://www.ensi.ch/de/2018/12/12/kernkraftwerk-leibstadt-ensi-bewertet-probleme-bei-notstand-und-kernnotkuhlsystemen-mit-ines-1/>

## Verfügbarkeit der Notstand- und Kernnotkühlsysteme Februar bis Mai 2018

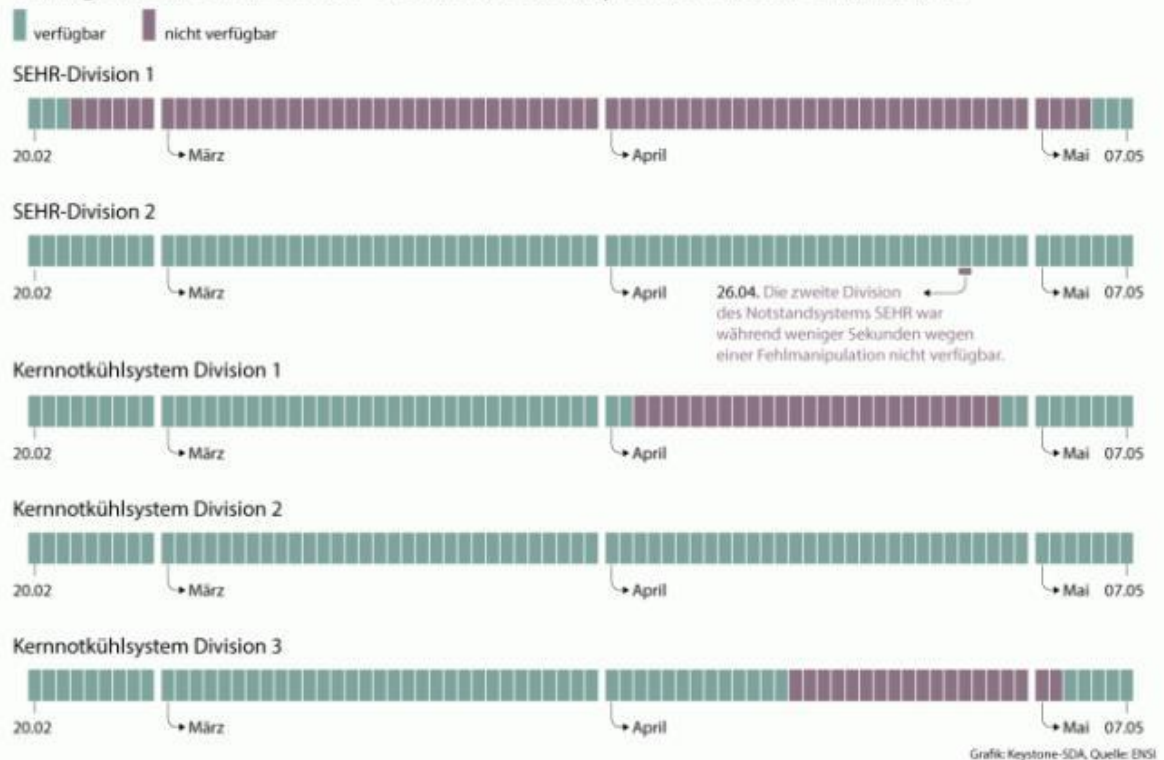


Bild 19: Zusammenstellung der Verfügbarkeiten des Notstandssystems und des Kernnotkühlsystems in 2018 (Quelle: Fußnote 145)

Über folgende Nichtverfügbarkeiten wurde von ENSI berichtet (Bild 19):

- Nichtverfügbarkeit 1: Falsche Armaturenstellung in einer Division des Notstandssystems SEHR (Special Emergency and Heat Removal System).
- Nichtverfügbarkeit 2: Revision der ersten Division des Kernnotkühlsystems.
- Nichtverfügbarkeit 3: Notstromdiesel der dritten Division des Kernnotkühlsystems schaltet nicht korrekt zu.

Die Nichtverfügbarkeiten im Bereich des Notkühlsystems betreffen einen Instandhaltungsfall in einem Strang sowie ein Startversagen (unabhängiger Fehler) in einem weiteren Strang.

Problematisch wird die ganze Sache insbesondere dadurch, dass im AKW Leibstadt im Notstandssystem ebenfalls eine Nichtverfügbarkeit bestand.

Nach /ENSI 2019/ verteilen sich die Störungen im Notkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme nicht gleichmäßig über den Überprüfungszeitraum, sondern traten in den letzten vier Jahren noch häufiger auf als in den Jahren davor.

Die Grundlage für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken ist das sicherheitsgerichtete Zusammenwirken personeller, technischer und organisatorischer Faktoren (Mensch-Technik-Organisation). Die Vernetzung dieser Faktoren mit dem Ziel eines sicherheitsgerichteten Handelns ist auch Grundlage für eine hohe Sicherheitskultur. Es ist Aufgabe des Genehmigungsinhabers, eine hohe Sicherheitskultur aufrechtzuerhalten und diese kontinuierlich zu verbessern. Es ist festzustellen, dass diesbezüglich Defizite im KKL bestehen.

## **7.2 Weitere sicherheitsrelevante Erfahrungen aus dem Betrieb des KKL betreffen**

- Brennelementschäden im AKW KKL,
- Fragen der Gewährleistung der Integrität des RDB und
- Austausch/Modernisierung der Leittechnik

### **• Zu den Brennelementschäden im KKL**

In einer Mitteilung der HSK vom 10. Juli 1997 wird u.a. festgestellt: „Untersuchungen an den Brennelementen nach vier- und fünfjährigem Einsatz im KKL zeigten im Allgemeinen ein normales Korrosionsverhalten. Im Bereich der unteren Abstandhalter hingegen wurde eine unübliche starke Oxidation von einigen Zehntel Millimeter festgestellt.“<sup>146</sup>

Der Sachverhalt „Oxidation an Brennelementen“ wurde in insgesamt sechs Sitzungen des Technischen Forums Kernkraftwerke (12. Dezember 2016, 10. Februar 2017, 30. August 2017, 30. April 2018, 20. August 2018 und 19. Mai 2019) behandelt.

Nach Angaben des Betreibers sollen Schäden an Brennelementen aus den 90er-Jahren auf Fremdkörperreibung, sogenanntes Fretting, zurückzuführen sein.

Im Betriebszyklus 2013/2014 wurde ein Brennelementschaden entdeckt, der auf einen Local Dryout zurückzuführen war.

Nach dem Betriebszyklus 2014/2015 wurde erneut eine stärkere Oxidation an derselben lokalen Stelle festgestellt. Nach dem Betriebszyklus 2015/2016 wurden an denselben

---

<sup>146</sup> <https://www.admin.ch/cp/d/33C65202.2171@gsesi.gseved.admin.ch.html>

Orten erneut erhöhte Oxidschichten festgestellt. Im Ergebnis weiterer Untersuchungen wurde festgestellt, dass es seit 2011/2012 zu Local Dryouts an Brennelementen gekommen war. Diese führten jedoch zu keinen Brennelementschäden, sondern lediglich zu einem visuell sichtbaren Zuwachs der Oxidschicht.

Nach Überprüfung eingereichter, vertiefter Ursachenanalysen anerkannte das ENSI mit Stand 13. September 2019, dass es sich bei den Befunden an den Hüllrohren von Brennstäben lediglich um Ablagerungen handelte, welche die Wandstärke der Hüllrohre nicht beeinträchtigen. Die Ablagerungen entstanden durch ein Zusammengehen von bestimmten thermohydraulischen und wasserchemischen Effekten mit der Leistungscharakteristik eines bestimmten Brennelementtyps.<sup>147</sup>

Auch die RSK hat sich mit Fragen einer erhöhten Oxidation von Brennstabhüllrohren, festgestellt in deutschen AKW, jedoch mit DWR, beschäftigt. Nach Meinung der RSK liegen bisher keine Hinweise vor, „dass bei den bisher aufgetretenen Oxidationstiefen Nachweiskriterien für Störfälle nicht mehr eingehalten worden wären.“<sup>148</sup>

Es gibt keine Einwände gegen die ENSI-Einschätzung.

- **Zur Gewährleistung der Integrität des RDB**

- Das Kernkraftwerk Leibstadt war vom 6. August bis zum 30. Oktober 2012 zum Revisionsstillstand 2012 abgestellt. Die Wiederinbetriebnahme der Anlage verzögerte sich wegen Reparaturarbeiten an einem Speisewasserstutzen am Reaktordruckbehälter um rund fünf Wochen.

Während dem Revisionsstillstand 2012 wurde im Rahmen des dritten Zehnjahres-Prüfprogramms ein Teil der Anschlussnähte von Reaktordruckbehälterstutzen einer Ultraschallprüfung unterzogen. Dabei wurde an einem Speisewasserstutzen an einer Schweißnaht ein tiefer, aber nicht wanddurchdringender Riss festgestellt. Der Fehler war gemäß den Kriterien des ASME-Codes nicht zulässig und musste repariert werden. Die Schweißnaht wurde mittels einer sogenannten Auftragsschweißung repariert. Die abschließenden zerstörungsfreien

---

<sup>147</sup> <https://www.kkl.ch/unternehmen/dossiers/befunde-an-den-brennstaeben>

<sup>148</sup> 514. Sitzung der RSK am 12.02.2020: „Erhöhte Oxidschichtendicken im oberen Bereich von Brennstäben mit M5-Hüllrohren“



Prüfungen am reparierten Stutzen sowie die Druckprobe des Reaktorkühlsystems verliefen erfolgreich. Eine Überprüfung aller anderen Mischnähte an den RDB-Stutzen mit Inconel-Schweißungen ergab keine weiteren Anzeigen, die auf Risse hindeuten. Gemäß der vorläufigen Experteneinschätzung ist der Fehler auf Spannungsrisskorrosion zurückzuführen. Diese wurde dadurch begünstigt, dass die betroffene Stelle während des Baus des Kernkraftwerks Leibstadt repariert worden war.

- Im Sommer 2012 waren in den belgischen Kernkraftwerken Doel-3 und Tihange-2 zahlreiche Befunde im Grundmaterial der Reaktordruckbehälter festgestellt worden.

Auch das AKW Leibstadt war auf einer von der belgischen Aufsichtsbehörde publizierten Liste möglicher betroffener Reaktordruckbehälter aufgeführt.

ENSI meint jedoch, dass die Befunde von Doel-3 und Tihange-2 für den Reaktordruckbehälter des Kernkraftwerkes Leibstadt von geringerer Bedeutung seien<sup>149</sup>. Denn nach Information von ENSI unterscheidet sich der Reaktordruckbehälter in Bezug auf den Hersteller und den Herstellungsprozess von den belgischen Reaktoren. Für die zylindrischen Mantelringe, den gewölbten Boden und für den Deckel des Reaktordruckbehälters sei kein geschmiedetes, sondern warmgewalztes Material verwendet worden. Im AKW Leibstadt könnten deshalb Befunde wie sie im belgischen AKW Doel 3 entdeckt worden seien, "weitgehend" ausgeschlossen werden, teilte ENSI mit.

ENSI bewertet, dass die Integrität und die Funktion des Reaktordruckbehälters und seiner Einbauten weiterhin gewährleistet sind. Die Materialversprödung der RDB-Werkstoffe durch Neutronenbestrahlung soll aus aktueller Sicht keinen limitierenden Faktor, auch für einen Langzeitbetrieb, darstellen. Weitere Ausführungen zum Sachverhalt RDB Versprödung sh. Anhang 4.

Die Mischnähte an den Anschlussnähten der RDB-Stutzen sind vom ENSI als Schwachstelle identifiziert worden und sollen mit verkürzten Prüfintervallen überwacht werden.

Weitere vom KKL geplante Abhilfemaßnahmen zur Verhinderung von Spannungsrisskorrosion an den RDB-Stutzen sollen vom ENSI eng begleitet werden.

---

<sup>149</sup> <https://www.ensi.ch/de/2013/08/29/ensi-folgt-wenra-empfehlungen-zur-uberprufung-der-reaktordruckbehalter/>

Aus gegenwärtiger Sicht gibt es keine Einwände gegen die zu den Sachverhalten getroffenen Entscheidungen.

- **Zu weiteren druckführenden Komponenten im KKL**

Als sicherheitskritisch ist die Einschätzung des KKL zur Integrität des Umwälzsystems zu bewerten. Das KKL führt dazu aus, dass für den auslegungsgemäßen Betrieb genügend große Reserven, auch hinsichtlich eines möglichen Risswachstums in den Schweißnähten der Umwälzschleifen, aufgezeigt sind.

Dazu wäre festzustellen

- Für den Fall vorhandener Risse in Schweißnähten, was die Aussage in /ENSI 2019/ vermuten lässt, wären schädigungsmechanische Berechnungen für eine realistische Vorhersage der real ablaufenden Versagensmechanismen während der Rissinitiierung und -ausbreitung nötig, um die Tragfähigkeit sowie den genauen Versagensablauf von rissbehafteten Schweißnähten unter komplexen Belastungen vorausschauend zu analysieren.

Für eine tiefergehende Bewertung wäre es jedoch nötig, Kenntnisse über den Umfang von Rissen in Schweißnähten des Umwälzsystems des KKL zu erlangen.

- Das KKL führt weiter aus, dass vorhandene (Auslegungs-) Reserven in die Bewertung der Integrität des Umwälzsystems bei vorhandenem Risswachstum unter betrieblichen Belastungen aufgebraucht werden könnten.

Dieser Ansatz ist jedoch unzulässig. Auslegungsreserven sind zur Kompensation u.a. zur Berücksichtigung von Wissenslücken eingebracht und sollen im deterministischen Ansatz nicht wesentlich verringert werden.

- **Zur Leittechnik in KKL**

Speziell unter dem Gesichtspunkt eines beabsichtigten Betriebes über die ursprüngliche Laufzeit von 40 Jahren hinaus ist festzustellen, dass wesentliche Teile der Leittechnikrüstungen im nächsten Überprüfungszeitraum eine lange Betriebsdauer haben werden. Seitens ENSI wird es deshalb als erforderlich angesehen, dass das KKL zusätzliche

Untersuchungen durchführt und Prioritäten für die Leittechnik-Modernisierungen setzt. Die Untersuchungen sollen insbesondere in Bezug auf Alterungsphänomene (z. B. verstärkte Veränderung/Alterung von Kunststoffen von Verkabelungen und anderen funktionsrelevanten Komponenten bei erhöhten Temperaturen) fokussiert werden. /ENSI 2019/

Weitere Darlegungen hierzu im Anhang 3.

## **8 Zusammenfassende Aussagen zum Stand der Sicherheit des KKL**

Die Sicherheit von AKW baut aktuell auf einem vierstufig gestaffelten Sicherheitskonzept, dessen Sicherheitsebenen weitgehend unabhängig voneinander wirksam sein sollen und auf Vorkehrungen zum Schutz gegen interne (wie Brände, Explosionen) und naturbedingte externe Einwirkungen (wie Erdbeben, Überflutungen) sowie zivilisationsbedingte Einwirkungen (wie Flugzeugabsturz) auf. Neue AKW sollen dabei auch Eigenschaften aufweisen, die eine Rückhaltung radioaktiver Stoffe auch bei Kernschmelzunfällen sicherstellen.

Nach /IAEA 2006, Principle 5: Optimization of protection/ gilt, dass der Schutz vor Strahlenrisiken so zu optimieren ist, dass er das höchste Maß an Sicherheit bietet. Diese Forderung gilt generell und somit auch für die Sicherheit in Betrieb befindlicher AKW. Gegebenenfalls vorhandene Abweichungen bei bestehenden Anlagen gegenüber aktuell gültigen Anforderungen bedürfen der sicherheitstechnischen Bewertung und bei Notwendigkeit ihrer Beseitigung. Dieser Grundsatz ist insbesondere im Falle einer Verlängerung des Betriebes über die ursprüngliche Lebensdauer (LTE) hinaus anzuwenden. Nichtnachrüstbare Abweichungen sind für den Fall eines weiteren Betriebs hinsichtlich des verbleibenden Risikos zu bewerten.

Aus internationaler Sicht repräsentieren die sicherheitstechnischen Empfehlungen der IAEA (IAEA Safety Standards Series - <http://www-ns.iaea.org/standards/>) den aktuellen Sicherheitsstandard für AKW. Die Erfahrungen und Erkenntnisse aus den bisherigen AKW Unfällen, insbesondere aus dem Unfall im japanischen AKW Fukushima, sind in die Aktualisierung der IAEA Safety Standards Series eingeflossen. Dies gilt auch für die WENRA Safety Issues, die als ein in Europa harmonisierter Rahmen für die Sicherheit von AKW anzusehen sind.

In Frankreich, Finnland und England befindet sich der sog. EPR, der als ein Reaktor der Generation III(+) eingestuft werden kann, in Errichtung. Demgemäß sind die aktuell an die Sicherheit von AKW zu stellenden Anforderungen mindestens durch diesen Reaktortyp bestimmt.

In der vorliegenden Ausarbeitung sind die aktuell das Sicherheitsniveau von AKW bestimmenden Sicherheitsanforderungen für wesentliche Sachverhalte zusammengetragen und zum Vergleich mit dem Sicherheitsstand des schweizerischen AKW Leibstadt herangezogen worden.

Der Sicherheitszustand eines AKW wird aber auch wesentlich durch die Wechselwirkungen zwischen Mensch, Technik und Organisation (MTO Konzept) bestimmt.

Im Falle von Abweichungen im Abgleich mit heute geltenden Sicherheitsanforderungen wird deren sicherheitstechnische Bedeutung für die Gewährleistung der Anlagensicherheit durch Mängel im Sicherheitsmanagement weiter verstärkt.

Gemäß schweizerischem Kernenergiegesetz /KEG 2021/ ist eine Betriebsbewilligung für ein AKW zeitlich nicht befristet. Für einen Langzeitbetrieb, also für einen Betrieb über die ursprüngliche Lebensdauer hinaus (LTE), wird explizit gefordert, dass die Anlage jederzeit „in einem guten Zustand“ sein muss und „soweit nachzurüsten ist, wie dies gemäss dem (aktuellen) Stand der Nachrüsttechnik notwendig“ und angemessen ist und zu einer Verminderung der Gefährdung und damit des Risikos beiträgt /KEG 2021, Artikel 22/<sup>150 151</sup>.

Gemessen an diesen Ausführungen ist festzustellen:

- Nach WENRA /WENRA 2017/ sollen die „modern standards including new reactors“ bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) bei den in Betrieb befindlichen AKW als Maßstab für ein nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliches Sicherheitsniveau herangezogen werden. In der Schweiz hingegen wird für die bestehenden AKW als ein dementsprechender Maßstab der „Stand der Nachrüsttechnik“ /KEG 2021/ genannt.

Es sind keine Quellen bekannt, die das Anforderungsprofil „Stand der Nachrüsttechnik“ in Abhängigkeit vom AKW Typ sowie den jeweiligen Standortbedingungen näher definieren.

- In Bezug auf die Sicherstellung des Gestaffelten Sicherheitskonzepts sind bei KKL als Defizite festzustellen, dass

---

<sup>150</sup> Hierzu in /ENSI 2017/: „In addition there is a dynamic requirement and precautionary principle also for existing NPPs. Article 22, clause 2, letter g, of the NEA requires that the licence holder shall: «backfit the installation to the necessary extent that it is in keeping with operational experience and the current state of backfitting technology, and beyond insofar as further upgrading is appropriate and results in a further reduction of risk to humans and the environment». A NPP can be operated as long as the abovementioned requirements are met by the licensee.“

<sup>151</sup> Guideline ENSI-A03 requests a LTO safety analysis for all NPPs to be operated for more than 40 years./ENSI 2017/

- Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 auch für Funktionen der Sicherheitsebene 1 verwendet werden. Konkret wird das RHR-System z.B. für die Funktion Dampfkondensation im bestimmungsgemäßen Betrieb eingesetzt.
- das Notstandssystem SEHR, das als System zur Beherrschung extremer externer Einwirkungen (auslegungsüberschreitende Anlagenzustände - Notstandsfälle), bei denen auch ein Verlust der Wärme unterstellt wird, vorgesehen ist, auch zum Nachweis der Erfüllung des N+2 Kriteriums für das Notkühlsystem zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen (Sicherheitsebene 3) herangezogen wird.
- Bei der erforderlichen Unabhängigkeit der einzelnen Stränge der Sicherheitssysteme sind als Defizite festzustellen, dass
  - die zwei redundanten Stränge des Vergiftungssystem TW auf einen einzigen Vorratsbehälter zugreifen. Eine solche technische Lösung wäre nur zulässig, wenn durch die Nutzung eines gemeinsamen Vorratsbehälters ein sicherheitstechnischer Vorteil gegenüber einer konsequent getrennten Lösung festzustellen wäre.
  - als Grundsatz für die Auslegung von Reaktoren das Diversitätsprinzip im Reaktorschutz zur Auslösung wichtiger Sicherheitsfunktionen gilt. Im KKL existiert zur Messung des Reaktorfüllstandes jedoch kein diversitäres Meßprinzip.
- Das aktuell geforderte Einzelfehlerkonzept ist nicht durchgängig realisiert. In /ENSI 2009/ wird ausgeführt: „Das KKL ist eine Siedewasserreaktoranlage amerikanischer Bauart, welche mittels des zweisträngigen SEHR-Systems an die schweizerischen Anforderungen angepasst wurde.“  
 Ganz generell gilt, dass das SEHR-System als Notstandssystem fungiert und nicht zur Kompensation fehlender Redundanzen bei den Sicherheitssystemen herangezogen werden kann. Überdies ist das SEHR-System nicht durchgängig unabhängig als zweisträngiges System ausgeführt.  
 Die in /ENSI 2009/ beschriebene Vorgehensweise zur Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen an Sicherheitseinrichtungen bedeutet immer eine Erhöhung des Risikos, da für die Zeit der Reparatur Einschränkungen in Bezug auf das Einzelfehlerkriterium bestehen.
- 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 kommen kann. Die vorhandenen Defizite bezüglich Diversität, Redundanz sowie Unabhängigkeit und Entmaschung in den für die Sicherheit wichtigen Systemen und Komponenten erhöhen die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es zu schweren Unfällen kommt, deutlich und führen damit zu schwerwiegenden Risiken für Mensch und Umwelt.

- Die beabsichtigte und erforderliche Modernisierung der Leittechnik im KKL weist offensichtlich Verzögerungen auf. Der Alterungszustand der Leittechnik kann sich aus sicherheitstechnischer Sicht zu einem Problem entwickeln. Dies hat eine besondere Bedeutung für den beabsichtigten Betrieb der Anlage über den ursprünglich vorgesehenen Betrieb von 40 Jahren hinaus.
- Die Verwendung probabilistisch orientierter Bewertungsansätze zum Abbau sog. „unangemessener Konservativitäten“ beim Nachweis der Sprödbruchsicherheit als Voraussetzung zum Nachweis eines sicheren Betriebs des Reaktordruckbehälters ist aus sicherheitstechnischer Sicht nicht zielführend. Es sollte nicht der Abbau von Konservatismen als Ziel definiert werden, sondern ein optimaler Umgang damit.
- Mit Blick auf naturbedingte externe Einwirkungen sollten nach Stand von Wissenschaft und Technik für den Schutz der Anlage extreme Ereignisse zugrunde gelegt werden, die unter angemessener Berücksichtigung aller Unsicherheiten eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von deutlich weniger als  $10^{-4}$  pro Jahr aufweisen. Eine hohe Bedeutung kommt für einen Betrieb von KKL über die Lebensdauer von 40 Jahren hinaus den meteorologisch bedingten übergreifenden Einwirkungen (Starkregen, Sturm, Trockenheit usw.) zu, da der gegenwärtige, menschenverursachte Klimawandel vorgedachte Entwicklungen bezüglich Häufigkeit und Intensität der meteorologisch bedingten Einwirkungen bereits jetzt deutlich verstärkt. Unter dem Gesichtspunkt eines beabsichtigten Betriebs über die ursprüngliche Lebensdauer von 40 Jahren werden deshalb Analysen zu einer möglichen deutlichen Veränderung meteorologisch bedingter Einwirkungen für erforderlich gehalten. Ausgehend davon wäre eine Bestimmung erwartbarer extremer Einwirkungen abzuleiten sowie die Konsequenzen für die Anlagensicherheit zu bestimmen.
- Im Falle eines schweren, die heutige Auslegung der AKW gegen Flugzeugabsturz überschreitenden Flugzeugabsturzes kann nicht ausgeschlossen werden, dass es zum Versagen der Sicherheitshülle und auch zur Beschädigung der darunter liegenden inneren Gebäudestrukturen kommen kann. Dabei können auch Beschädigungen des Reaktorkühlsystems oder der Brennelementbecken nicht ausgeschlossen

werden.

Durch entsprechende Analysen sollten belastbare Aussagen zum Unfallablauf für den Fall eines auslegungsüberschreitenden Flugzeugabsturzes vorgelegt werden (sh. hierzu auch RSK<sup>152</sup>).

- Nach aktuellem Stand sind auch Kernschmelzszenarien in die Bewertung der Sicherheit von AKW einzubeziehen (Ref.-Level F4.1 /WENRA 2020/). Es ist nachzuweisen, dass unzulässige radiologische Auswirkungen auf die Umwelt im Falle von Kernschmelzszenarien ausgeschlossen werden können (Ref.-Level F4.13 /WENRA 2020/).

KKL schätzt allerdings ein, dass solche Versagensmöglichkeiten unter Beachtung der vorhandenen Maßnahmen und Einrichtungen sehr unwahrscheinlich seien, so dass weitergehende Vorsorge z.B. gegen Durchschmelzen des Containmentbodens im Fall eines Kernschmelzunfalls nicht nötig sei /KKL 2011/.

Die Aussage auf einen „Verzicht weitergehender Vorsorge gegen Durchschmelzen“ wäre im Lichte von WENRA Ref.-Level F4.1 auf deterministischem Wege zu prüfen.

- Den Angaben in /KKL 2011/, wonach „Im internationalen Vergleich liegt das KKL als nachgerüstete Generation II Anlage mit einem gut entwickelten Severe Accident Management (präventiv) bei einem sehr niedrigen CDF- Wert. .... Ohne Erdbeben figuriert die CDF des KKL im Bereich der neuen Generation III Anlagen.“ kann nicht gefolgt werden. Es ist sicherlich richtig, dass durch Nachrüstungen die Anlagensicherheit verbessert wird, im Vergleich zu den Anlagen der AKW-Generation III verbleiben jedoch erhebliche, bereits auf deterministischem Wege feststellbare Defizite.
- Beachtenswert bei der Auswertung von Betriebserfahrungen ist, dass die Ursachen für Vorkommnisse häufig mit menschlichen oder organisatorischen Fehlhandlungen, sowohl beim Betreiber selbst aber auch bei Fremdfirmen, verbunden sind. Da sich im KKL in den letzten Jahren durch die Häufung von Vorkommnissen im Bereich Mensch und Organisation Schwächen auf der gesamtorganisationalen Ebene gezeigt haben, hat das ENSI als Konsequenz seine Aufsicht in dem Bereich intensiviert. Sollte sich trotz des im KKL gestarteten Sicherheitskultur-Programms hier dauerhaft keine Verbesserung zeigen bzw. sogar eine weitere Verschlechterung ergeben, sieht das ENSI weitere Eskalationsstufen vor.

---

<sup>152</sup> 344. RSK vom 08.11.2001 (Sicherheit deutscher Atomkraftwerke gegen gezielten Absturz von Großflugzeugen mit vollem Tankinhalt), RSK-Stellungnahme vom 11.07.2002 (Sicherheit deutscher Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente in Lagerbehältern bei gezieltem Absturz von Großflugzeugen)



Die Grundlage für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken ist das sicherheitsgerichtete Zusammenwirken personeller, technischer und organisatorischer Faktoren (Mensch-Technik-Organisation). Die Vernetzung dieser Faktoren mit dem Ziel eines sicherheitsgerichteten Handelns ist auch Grundlage für eine hohe Sicherheitskultur. Es ist Aufgabe des Genehmigungsinhabers, eine hohe Sicherheitskultur aufrechtzuerhalten und diese kontinuierlich zu verbessern. Es ist festzustellen, dass diesbezüglich Defizite im KKL bestehen.

- KKL ist unter Berücksichtigung von Lastannahmen eines Betriebes von insgesamt 40 Jahren ausgelegt wurden. Ein darüber hinaus gehender Betrieb war nicht Grundlage der ursprünglichen Auslegung. Von besonderer Bedeutung ist deshalb der Nachweis der Sicherheit der nicht austauschbaren Komponenten und Systeme unter Berücksichtigung deren Alterung für den Zeitraum der geplanten LTE. Der Nachweis der Sicherheit darf dabei nicht zu Lasten der erforderlichen Auslegungsreserven erfolgen.
- Grundsätzlich wären AKW nach Überschreiten des ursprünglichen Auslegungshorizontes - spätestens nach 40 Jahren - außer Betrieb zu nehmen. Ausnahmen von diesem Grundsatz sollte es nur geben, wenn das Risiko des Betriebs eines solchen AKW mit dem eines dem gegenwärtigen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendem AKW vergleichbar ist. Dies wäre in einem öffentlich zugänglichen Risikobericht nachzuweisen.

## 9 Literatur

- ANVS 2015: Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection (ANVS) (2015):  
Safety Guidelines. Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors
- ASN 2000: "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear pressurized water plant units" adopted during plenary meetings of the GPR and German experts on the 19 and 26 October 2000
- ASN 2012: Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations, JORF (Official Journal of the French Republic) No. 0033 of 8 February 2012, page 2231, Text No. 12
- ASN 2015: Fabien FERON, NPP Periodic Safety Reviews (PSR) in France, French Nuclear Safety Authority (ASN), ENSREG workshop, April 2015
- ASN 2017: Guide de l'ASN n°22 : Conception des réacteurs à eau sous pression, 2017
- ASN 2021: Décision n° 2021-DC-0706 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 février 2021 fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales nucléaires du Blayais (INB n° 86 et n° 110), du Bugey (INB n° 78 et n° 89), de Chinon (INB n° 107 et n° 132), de Cruas (INB n° 111 et n° 112), de Dampierre-en-Burly (INB n° 84 et n° 85), de Gravelines (INB n° 96, n° 97 et n° 122), de Saint-Laurent-des-Eaux (INB n° 100) et du Tricastin (INB n° 87 et n° 88) au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique, ASN 2021
- BMU 2011: Sicherheitstechnische Anforderungen / Maßnahmen zur weiteren Vorsorge gegen Risiken, 03.09.2011
- BMU 2015: "Sicherheitsanforderungen an AKW" vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2)
- BMU 2015a: Bekanntmachung des Leitfadens zur Durchführung der „Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse – für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland“ vom 30. August 2005 (BAnz. 2005, Nr. 207)

CNS 2012: National Report of Switzerland for the Second Extraordinary Meeting in Accordance with Article 5 of the Convention, May 2012

ENSI 1986: Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz, HSK-R-102/d Dezember 1986

ENSI 2009: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Leibstadt, Würenlingen, 10. August 2009

ENSI 2011: ENSI-B01/d, Alterungsüberwachung, ENSI 2011

ENSI 2011a: ENSI-G01/d, Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke, ENSI 2011

ENSI 2015: Technisches Forum Kernkraftwerke, Frage 19: Füllstandsmessungen im Reaktordruckbehälter, 2015

ENSI 2017: [switzerland\\_convention-on-nuclear-safety\\_question\\_answers\\_2017](#)

ENSI 2018: ENSI-A01/d, Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen, ENSI 2018

ENSI 2018a: ENSI-A03/d, Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken, ENSI 2018

ENSI 2019: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2016 des Kernkraftwerks Leibstadt, Würenlingen 2019

ENSI 2019a: ENSI-G02/d, Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke, ENSI 2019

ENSI 2019b: ENSI-B12/d, Notfallschutz in Kernanlagen, ENSI 2019

ENSI 2020: TFK, Frage 42: Langzeitbetrieb, Brugg 11. 09. 2020

ENSI 2020a: ENSI-Glossar Stand vom 7. Dezember 2020, Im Regelwerk zur nuklearen Sicherheit verwendete Begriffe

- ENSI 2021: Stellungnahme des ENSI zu den aktualisierten Fukushima-Erdbebennachweisen des KKL, ENSI Januar 2021
- EU 2013: RICHTLINIE 2013/59/EURATOM DES RATES zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung vom 5. Dezember 2013
- EU 2014: 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
- EUR 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, Brussels 1984
- EUR 2012: European Utility Requirements for LWR nuclear power plants, rev. D, 10/2012
- FANC 2011: Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires (Moniteur belge 21.12.2011, ed. 5, p. 80011).
- GRS 1993: SWR Sicherheitsanalyse, Abschlussbericht Teil 1, 1993
- GRS 2012: Bewertung neuer Reaktorkonzepte und der Übertragbarkeit sicherheitstechnischer Lösungen auf in Betrieb befindliche Anlagen, GRS-A-3649, März 2012
- GRS 2020: Auswertung von internationalen Untersuchungen, Studien und Gutachten von atomrechtlichen Aufsichtsbehörden zu generischen Sicherheitsfragen, August 2020 (GRS-601)
- HSK 1996: GUTACHTEN zum Gesuch des Kernkraftwerks Leibstadt um Leistungserhöhung auf 3600 MWth, Würenlingen, März 1996
- HSK 1998: Convention on Nuclear Safety: First Swiss report

IAEA 1998: OSART programme highlights 1995-1996, Operational safety practices in nuclear power plants, IAEA-TECDOC-1018, IAEA 1998

IAEA 2002: Cost drivers for the assessment of nuclear power plant life extension, IAEA-TECDOC-1309, IAEA September 2002

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

IAEA 2007: SAFETY ASPECTS OF LONG TERM OPERATION OF WATER MODERATED REACTORS RECOMMENDATIONS ON THE SCOPE AND CONTENT OF PROGRAMMES FOR SAFE LONG TERM OPERATION FINAL REPORT OF THE EXTRABUDGETARY PROGRAMME ON SAFETY ASPECTS OF LONG TERM OPERATION OF WATER MODERATED REACTORS, IAEA-EBP-SALTO, July 2007

IAEA 2010: SEISMIC HAZARDS IN SITE EVALUATION FOR NUCLEAR INSTALLATIONS SPECIFIC SAFETY GUIDE IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSG-9, Vienna 201

IAEA 2011: METEOROLOGICAL AND HYDROLOGICAL HAZARDS IN SITE EVALUATION FOR NUCLEAR INSTALLATIONS, SPECIFIC SAFETY GUIDE IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSG-18, Vienna 2011

IAEA 2013: Specific Safety Guide, Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants for protecting people and the environment No. SSG-25, Vienna 2013 .

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

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

IAEA 2016a: GENERAL SAFETY REQUIREMENTS, SAFETY ASSESSMENT FOR FACILITIES AND ACTIVITIES, No. GSR Part 4 (Rev. 1), Vienna 2016

IAEA 2016b: SPECIFIC SAFETY REQUIREMENTS, SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS: COMMISSIONING AND OPERATION, No. SSR-2/2 (Rev. 1), Vienna 2016

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

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

IAEA 2018: Specific Safety Guide, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, No. SSG-48, Vienna 2018

IAEA 2018a: Specific Safety Guide, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, No. SSG-48, Vienna 2018

IAEA 2018b: IAEA SAFETY GLOSSARY TERMINOLOGY USED IN NUCLEAR SAFETY AND RADIATION PROTECTION, 2018 EDITION

IAEA 2019: DETERMINISTIC SAFETY ANALYSIS FOR NUCLEAR POWER PLANTS IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSG-2 (Rev. 1) VIENNA, 2019

IAEA 2020: DESIGN OF THE REACTOR COOLANT SYSTEM AND ASSOCIATED SYSTEMS FOR NUCLEAR POWER PLANTS SPECIFIC SAFETY GUIDE, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSG-56, Vienna 2020

KEG 2021: Kernenergiegesetz (KEG) der Schweiz vom 21. März 2003 (Stand am 1. Januar 2021)

KEV 2019: Kernenergieverordnung (KEV) der Schweiz vom 10. Dezember 2004 (Stand am 1. Februar 2019)

KKL 2011: Neubewertung des KKL zum EU-Stresstest (geschwärzt)

- KNS 2015: Stellungnahme der KNS betreffend Forderungen des ENSI für den Weiterbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg bis zur endgültigen Ausserbetriebnahme 2019, KNS August 2015
- KRB 2011: Abschlussbericht zum Stresstest europäischer Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima (Japan), KRB II Gundremmingen, Oktober 2011
- KTA 2011: KTA 2201.1, Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 1: Grundsätze, Fassung 2011-11
- MDEP 2014: REGULATORY APPROACHES AND CRITERIA USED IN THE ANALYSIS OF ACCIDENTS AND TRANSIENTS IN MDEP EPRWG MEMBER COUNTRIES, MDEP Technical Report TR-EPRWG-01 2014
- NEA 2002: NEA Workshop on Advanced Nuclear Reactor, Safety Issues and Research Needs, Paris 2002
- NRC 2011: GUIDANCE FOR THE ASSESSMENT OF BEYOND-DESIGN-BASIS AIRCRAFT IMPACTS, U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, REGULATORY GUIDE REGULATORY GUIDE 1.217, August 2011
- NRC 2012: NUREG-1434, Standard Technical Specifications, General Electric BWR/6 Plants, U.S. NRC 2012
- NRC 7070: U.S. NRC, Introduction to Reactor Technology – BWR
- OECD-NEA 2008: Nuclear Energy Outlook 2008. NEA No. 6348. Paris, OECD
- ONR 2021: ONR GUIDE REDUNDANCY, DIVERSITY, SEGREGATION AND LAYOUT OF MECHANICAL PLANT, Office for Nuclear Regulation, NS-TAST-GD-036, February 2021, UK
- WENRA 2011: Pilot study on Long term operation (LTO) of nuclear power plants, Study by WENRA, Reactor Harmonization Working Group March 2011
- WENRA 2013: WENRA Report, Safety of new NPP designs, Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG, March 2013

WENRA 2013a: Position paper on Periodic Safety Reviews (PSRs) taking into account the lessons learnt from the TEPCO Fukushima Dai-ichi NPP accident.

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

WENRA 2017: WENRA Guidance, Article 8a of the EU Nuclear Safety Directive: "Timely Implementation of Reasonably Practicable Safety Improvements to Existing Nuclear Power Plants", Report of the Ad-hoc group to WENRA 13 June 2017

WENRA 2019: Practical Elimination Applied to New NPP Designs - Key Elements and Expectations, A RHWG Report for the attention of WENRA, 19. September 2019

WENRA 2021: Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors, WENRA, 2021

Schulz 2013: Experimentelle und numerische Untersuchung von Gas/LiquidPhasengrenzflächen als Referenzwert für die hydrostatische Füllstandsmessung in Siedewasserreaktoren, Zittau 2013

STUK 2018: Radiation and Nuclear Safety Authority Regulation on the Safety of a Nuclear Power Plant, STUK Y/1/2018

STUK 2019: Safety design of a nuclear power plant (Guide YVL B.1), Helsinki 2019

STUK 2019a: Provisions for internal and external hazards at a nuclear facility (Guide YVL B.7), Helsinki 2019

Swiss economics 2019: Bedeutung des Klimawandels für die Infrastrukturen in der Schweiz, Zürich 11. Oktober 2019



## Anhang 1: EPR aircraft crashes /ASN 2000/

“As regards aircraft crashes, provisions must be taken to ensure an adequate protection of safety related buildings with due consideration to the general and military aircraft traffics near the site and anticipating as far as possible their evolution during the lifetime of the plant.

Protection of the safety systems has to be considered with regard to the direct impact (penetration) as well as to the indirect impact by induced vibrations.

These objectives can be dealt with by the design of the reactor building, of the spent fuel building and of some auxiliary buildings (so as to ensure without redundancy the protection of equipment needed to shutdown the reactor and to prevent core melt) using the load-time diagrams C1 and C2, presented in figure 4<sup>153</sup>, applied to a circular area of 7 m<sup>2</sup> in the following way :

1. Load-time diagram C1 has to be used for the design of the inner structures of these buildings against induced vibrations, assuming a linear elastic material behaviour and impact in the center of each outer protecting wall. To avoid extreme excitations, decoupling of the inner structures from the outer shells shall be used. As far as possible, fixing of systems and components at the outer walls should be avoided. The corresponding response spectra to be considered for equipment design have to be computed for the main structural elements of the buildings only.
2. Regarding protection against penetration, load-time diagram C1 has to be used for the design of the outer shells of the same buildings against the direct impact loads, so as to ensure that no penetration nor scabbing will occur and that deformation (rebars, concrete) would be limited.
3. In addition, the load-time diagram C2 has to be used for the design to the ultimate limit state (according to Eurocode 2, part 1)<sup>154</sup> of :
  - a) the reactor building so as to ensure that perforation is prevented and scabbing which could occur would not jeopardize the shutdown of the reactor and the prevention of core melt,
  - b) the spent fuel building so as to ensure that there is no uncovering of the spent fuel.

---

<sup>153</sup> Figure 6 of this report

<sup>154</sup> The definition of ultimate limit state in Eurocode 2, part 1, is "associated with collapse or with other forms of structural failure which may endanger the safety of people". So the safety demonstration relative to this paragraph can take into account protecting walls other than the outer shells of the reactor building and the spent fuel building.

The dynamic analysis of induced vibrations can be carried out using a modal analysis superposition technique with the combination of modal responses according to "the square root of the sum of the squares" methodology.

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

## **Anhang 2: Übersicht über die Fußnoten in Bild 3 /WENRA 2013/**

(1) Even though no new safety level of defence is suggested, a clear distinction between means and conditions for sub-levels 3.a and 3.b is lined out. The postulated multiple failure events are considered as a part of the Design Extension Conditions in IAEA SSR-2/1.

(2) Associated plant conditions being now considered at DiD level 3 are broader than those for existing reactors as they now include some of the accidents that were previously considered as “beyond de-sign” (level 3.b). For level 3.b, analysis methods and boundary conditions, design and safety assessment rules may be developed according to a graded approach, also based on probabilistic in-sights. Best estimate methodology and less stringent rules than for level 3.a may be applied if appropriately justified. However the maximum tolerable radiological consequences for multiple failure events (level 3.b) and for postulated single failure events (level 3.a) are bounded by Objective O2.

(3) The task and scope of the additional safety features of level 3.b are to control postulated common cause failure events as outlined in Section 3.3 on “Multiple failure events”. An example for an additional safety feature is the additional emergency AC power supply equipment needed for the postulated common cause failure of the primary (non-diverse) emergency AC power sources.

The task and scope of the complementary safety features of level 4 are outlined in Section 3.4 on “Provisions to mitigate core melt and radiological consequences”. An example for a complementary safety feature is the equipment needed to prevent the damage of the containment due to combustion of hydrogen released during the core melt accident.

(4) It should be noted that the tolerated consequences of Level 3.b differ from the requirements concerning Design Extension Conditions in IAEA SSR-2/1 that gives a common requirement for DEC: “for design extension conditions that cannot be practically eliminated, only protective measures that are of limited scope in terms of area and time shall be necessary”.

(5) Level 5 of DiD is used for emergency preparedness planning purposes

### Anhang 3: Ausführungen zur Frage der Leittechnik im KKL

KKL wurde, wie auch vergleichbar ältere AKW, während der Errichtung mit sogenannter festverdrahteter Leittechnik („analoge Leittechnik“) ausgestattet. Seit den Neunzigern findet bei der Leittechnik ein Technologiewandel hin zur digitalen, softwarebasierten Leittechnik statt. Ein Grund für den Wechsel auf softwarebasierte Leittechnik ist die zunehmend erschwerte Ersatzteilbeschaffung für die bisher verwendeten festverdrahteten Baugruppen.

Gleichzeitig sind softwarebasierte Systeme bezüglich ihrer Fehlerfreiheit aber weitaus schwieriger zu prüfen als die festverdrahteten Baugruppen. Nichterkannte Programmierfehler, fehlerbehaftete Updates, Lücken in der IT-Sicherheit und die – im Gegensatz zur festverdrahteten Technik – unzureichende Betriebserfahrung kennzeichnen die Schwierigkeiten bei der Bewertung der Zuverlässigkeit softwarebasierter Einrichtungen<sup>155</sup>.

Im SSR 2.1 Requirement 39 / IAEA 2016/ wird in Bezug auf den Einsatz digitaler Leittechnik grundsätzlich gefordert: „Unauthorized access to, or interference with, items important to safety, including computer hardware and software, shall be prevented.“

In einer Antwort der Bundesregierung auf eine Kleine Anfrage im Deutschen Bundestag heißt es: „Soweit ein Einbau von digitaler Steuerungstechnik von Betreibern in Bereichen beabsichtigt ist, in denen eine Manipulation dieser Technik Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann, ist es Aufgabe der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder, sicherzustellen, dass der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist.“ Dieser Grundgedanke hat im Weiteren Eingang in das kerntechnische Regelwerk in Deutschland gefunden.<sup>156</sup>

Im niederländischen Regelwerk /ANVS 2015/ heißt es unter 3.7(5) „In the case that computer-based or programmable logic device (PLD) based reactor protection systems are applied for functions at level 3a of defence in depth, it shall be demonstrated for the

---

<sup>155</sup> RSK 2011, „Rechnerbasierte Sicherheitsleittechnik für den Einsatz in der höchsten Sicherheitskategorie in deutschen Kernkraftwerken“

<sup>156</sup> Deutscher Bundestag, Drucksache 17/6793, 17. Wahlperiode 17. 08. 2011

entire life cycle that any manipulation of these systems are excluded by design or security measures.“

In der Richtlinie HSK-R-46<sup>157</sup> findet man unter 5.2.4.1 eine diesbezügliche, jedoch abgeschwächte Anforderung: „Die Massnahmen zum Schutz der Leitanlage (einschliesslich deren Service- und Diagnoseeinrichtungen) vor unerlaubten oder unbeabsichtigten Eingriffen sind auf Basis des IT-Security-Konzeptes des Kraftwerkes zu spezifizieren.“

Aktivitäten zur Modernisierung der Leittechnik im KKL sind seit Jahren im Gange:

- Zwischen Areva und KKL wurde in 2011 ein Vertrag über den Austausch und die Modernisierung des Reaktorwälzsystems Leibstadt unterzeichnet.<sup>158</sup>
- Die GRS berichtet, dass KKL eine komplette Umrüstung der Leittechnik plant. Hierbei soll ein Leittechniksystem der Firma Westinghouse zum Einsatz kommen. Das Projekt sollte 2018 abgeschlossen sein.<sup>159</sup>
- Während der Revision 2020 wurden im KKL an der Leittechnik und den Steuerungssystemen Erneuerungsarbeiten durchgeführt.<sup>160</sup>

Zum Stand der Leittechnik wird durch ENSI in 2019 /ENSI 2019/ festgestellt: „Das ENSI betrachtet die vom KKL gewählte bisherige Strategie eines schrittweisen Austauschs der bestehenden Leittechnikausrüstungen im Bereich der SILT (Sicherheitsleittechnik) und der BELT (Betriebsleittechnik) als sicherheitstechnisch vertretbar. Allerdings stellt das ENSI fest, dass ein hoher Anteil an Leittechnikausrüstungen im KKL bisher nicht ersetzt wurde.

Angesichts der Tatsache, dass wesentliche Teile der Leittechnikausrüstungen im nächsten Überprüfungszeitraum eine lange Betriebsdauer haben werden, erscheint es dem ENSI erforderlich, dass das KKL zusätzliche Untersuchungen durchführt und Prioritäten für die Leittechnik-Modernisierungen setzt. Die Untersuchungen sollen insbesondere in Bezug auf Alterungsphänomene (z. B. verstärkte Veränderung/Alterung von

---

<sup>157</sup> HSK, Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken, HSK-R-46/d, April 2005

<sup>158</sup> <https://www.nuklearforum.ch/de/aktuell/e-bulletin/neues-reaktorumwaelzsystem-leibstadt> vom 28.07.2011

<sup>159</sup> GRS-355: Entwicklung und Einsatz von Analysemethoden zur Beurteilung softwarebasierter leittechnischer Einrichtungen in deutschen Kernkraftwerken, März 2015

<sup>160</sup> [https://www.ensi.ch/de/2020/08/11/ Nach Revision im KKW Leibstadt: ENSI genehmigt Wiederanfahren » ENSI](https://www.ensi.ch/de/2020/08/11/Nach_Revision_im_KKW_Leibstadt_ENSI_genehmigt_Wiederanfahren_»_ENSI)

Kunststoffen von Verkabelungen und anderen funktionsrelevanten Komponenten bei erhöhten Temperaturen) fokussiert werden. Bereiche, in denen bekanntermaßen erhöhte Betriebstemperaturen vorhanden sind, sollten ggf. bezüglich Modernisierungsmassnahmen prioritär behandelt werden.“

Daher erhebt das ENSI folgende Forderung:

Bis zum 30. Juni 2020 sind die sicherheitsrelevanten leittechnischen Ausrüstungen bezüglich ihrer Betriebsdauer und Alterung, unter Einbezug der sicherheitstechnischen Klassierung, vertiefter zu betrachten. Aus den Erkenntnissen der Untersuchungen sind Prioritäten und Grobtermine für gezielte Modernisierungsprojekte abzuleiten“. (Forderung 4.5-2)

Es ist somit festzustellen:

- Es ist unklar, welche Strategie (zeitlich und sachlich) seitens ENSI bezüglich der unausweichlichen Modernisierung der Leittechnik letztlich gewählt wird. Es liegen bisher auch nicht die Ergebnisse aus der Erfüllung der Forderung 4.5-2 öffentlich vor.
- Die beabsichtigte und erforderliche Modernisierung der Leittechnik im KKL weist offensichtlich Verzögerungen auf. Der Alterungszustand der Leittechnik kann sich aus sicherheitstechnischer Sicht zu einem Problem entwickeln. Dies hat eine besondere Bedeutung für den beabsichtigten Betrieb der Anlage über den ursprünglich vorgesehenen Betrieb von 40 Jahren hinaus.
- Die Installation und der Betrieb digitaler Leittechnik in einer „analogen Umgebung“ bedarf einer spezifischen Sicherheitsspezifikation. Eine solche Spezifikation ist bisher nicht verfügbar.

#### **Anhang 4: Ausführungen zum Sachverhalt RDB Versprödung**

Der Reaktordruckbehälter (RDB) ist die zentrale Komponente eines Reaktors - er darf nicht versagen, da es keine Sicherheitssysteme gibt, die ein Versagen beherrschbar machen. Ein Versagen würde zu einer Kernschmelze führen, d.h. zu massiver Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung.

Reaktordruckbehälter bestehen in der Regel aus ferritischem Stahl mit einer Plattierung aus nichtrostendem Stahl an der Innenseite. Die Materialeigenschaften des RDB verschlechtern sich im Laufe der Betriebszeit durch Neutronenbestrahlung und Ermüdung (Temperatur- und Druckwechsel während des Betriebs).

Zur Aufrechterhaltung der Materialqualität wird die Fehlerfreiheit des RDB-Werkstoffs regelmäßig geprüft. Die durch die Neutronen (und Gamma-) Bestrahlung verursachte Versprödung des Stahls wird mittels so genannter Trendkurven berechnet und durch ein Voreilprobenprogramm (eingehängte RDB-spezifische Materialproben aus dem Herstellungsprozess) überprüft. Die Sprödbrechtsicherheit unter Berücksichtigung der Werkstoffalterung muss für die gesamte Betriebszeit nachgewiesen werden.

Für die strukturelle Integrität eines RDB ist neben der Festigkeit vor allem die Bruchzähigkeit des Stahls wesentlich. Bei tiefen Temperaturen ist der Stahl spröde, bei hohen Temperaturen zäh, - der Übergangsbereich (charakterisiert durch die Sprödbrechübergangstemperatur  $RT_{NDT}$ ) muss immer unterhalb der Betriebstemperaturen liegen, d.h. der Stahl muss während des Normalbetriebs und im Störfallbetrieb immer zäh sein, um den thermomechanischen Belastungen standzuhalten.

Voreilproben bestehen aus RDB-repräsentativem Material und werden näher am Reaktorkern eingehängt, wo der Neutronenfluss größer ist, als an der Wand. Die Versprödung dieser Proben eilt daher dem der RDB-Wand voraus, da mehr Neutronen auftreffen. Die Trendkurven sind einhüllende Kurven, die aus einer Vielzahl von Bestrahlungstests mit RDB-Stahlproben erhalten wurden, sie sollen eine konservative Abschätzung der Versprödung erlauben.

Das US Regelwerk (Code of Federal Regulations 10CFR50.61, US Reg Guide 1.99 rev.2) schreibt vor, dass die Sprödbrechübergangstemperatur  $RT_{NDT}$  für das Grundmaterial den Wert von 132°C nicht überschreiten darf.

Der Übergang von duktilen Materialeigenschaften zu sprödem Verhalten bei niedrigen Temperaturen wird als duktil-spröde Übergangstemperatur (bzw. Null-Duktilitäts-Temperatur)  $RT_{NDT}$  bezeichnet. Sie wird als die Temperatur definiert, bei der im Standard-Charpy-Test (Kerbschlagbiegeversuch, bei dem die aufgenommene Energie bei der

Verformung gemessen wird) 41 Joule aufgenommen werden. Seit einigen Jahren wird auch die so genannte Master-Curve-Methode eingesetzt.

Zur Prognose der Versprödung des RDB-Stahls wird der Anstieg von  $RT_{NDT}$  bei Neutronenfluenz anhand so genannter prädiktiver Formeln berechnet, die so abgeleitet sein sollen, dass sie eine einhüllende obere Grenzkurve darstellen. Grundlage sind umfassende Daten von Bestrahlungstests mit vergleichbaren RDB-Stählen. Die Formeln beinhalten auch einen Term für die chemische Zusammensetzung des Stahls und sollen die Streuung der Versuchsdaten konservativ einhüllen.

Die Ergebnisse der Strahlungsprüfungen, die anhand von Kerbschlagbiegeversuchen (Charpy-Tests) oder Bruchzähigkeitsmessungen (Master-Curve(MC)-Methode) ermittelt wurden, werden mit der prädiktiven Trendkurve verglichen. Dabei sollen mit der MC-Methode Aussagen über Versagenswahrscheinlichkeiten möglich sein<sup>161</sup>.

Seitens HSK wird im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2007 bezüglich des MC-Konzeptes festgestellt, dass vor der Anwendung des MC-Konzeptes bei der RDB-Integritätsbewertung für die AKW in der Schweiz noch eine Reihe von Fragestellungen wissenschaftlich zu untersuchen und zu bewerten wären.<sup>162</sup> Im ENSI-Forschungsbericht 2008<sup>163</sup> wird hierzu weiterhin ausgeführt: „Mit dem Konzept eröffnen sich insbesondere für RDB-Grundwerkstoffe Möglichkeiten, unter Einhaltung normkonformer sicherheitstechnischer Anforderungen nicht notwendigerweise erforderliche Konservativitäten bei der Bestimmung von Referenztemperaturen für den Sprödbruchübergang abzubauen. Bei der Übertragung der bruchmechanischen Resultate von den kleinen Materialproben auf den RDB gibt es jedoch noch offene Fragen.“

In den USA wird die Einführung des MC-Konzeptes zur RDB-Integritätsbewertung aktiv betrieben: „Bei der Einführung des MC-Konzeptes in die RDB-Integritätsbewertung wird in den USA eine Strategie verfolgt, die kurzfristige und langfristige Änderungen des bestehenden Regelwerkes vorsieht. Kurzfristig möchte man die historische Verbindung zu den vorhandenen  $K_{Ic}$ -Grenzkurven, die auf umfangreichen Datenbanken basieren,

---

<sup>161</sup> Hans-Werner Viehrig; Conrad Zurbuchen: Anwendung des Master Curve-Konzeptes zur Charakterisierung der Zähigkeit neutronenbestrahlter Reaktordruckbehälterstähle, Reaktorsicherheits-Vorhaben Nr. 150 1277, Rossendorf 25.05.2007

<sup>162</sup> HSK, Erfahrungs- und Forschungsbericht 2007

<sup>163</sup> ENSI, Erfahrungs- und Forschungsbericht 2008



beibehalten. Langfristig sollen die in den Regelwerken benutzten Referenzkurven durch die MC ersetzt werden, um die Vorteile des MC-Konzepts vollständig nutzen zu können.“<sup>164</sup>

- **Sprödbruchsicherheitsachweis** (PTS-Analyse "Pressurized Thermal Shock")

Die Integritätsbewertung hat die Sicherheit gegen katastrophales Versagen des RDB nachzuweisen. Der Spödbruchsicherheitsnachweis eines RDB ist für den kritischen Fall, also für einen postulierten Anriss der Tiefe  $a$ , z.B. von einem Viertel der Wanddicke, bei einer Belastung durch eine vorgegebene Transiente, dem Thermoschock infolge der Einleitung von kaltem Notkühlwasser bei gleichzeitigem Innendruck ("Pressurized Thermal Shock"-PTS), zu führen:

- Mit Hilfe thermohydraulischer Codes wird das Temperaturfeld in der Reaktor-druckbehälterwand im Fall eines Störfalls (z.B. Kühlmittelverluststörfall), bei dem kaltes Notkühlwasser eingespeist wird und auf die heiße RDB-Wand trifft, berechnet. Daraus ergeben sich dann die thermischen Spannungen in der RDB-Wand im Verlauf des Störfalls.
- Die auf einen hypothetischen oder gemessenen Riss durch diese Spannungen ausgeübten Belastungen (Lastpfad) werden dann mit der Zähigkeit des Materials verglichen. Zur Berücksichtigung der Neutronenversprödung werden die Trendkurven verwendet. Die Lastpfad-Kurve (Druck-Temperaturverlauf während des Störfalls) darf die Bruchzähigkeitskurve des RDB-Stahls nicht schneiden, da sonst ein unkontrolliertes Wachstum eines postulierten Risses möglich ist.
- Der Sprödbruchsicherheitsnachweis gilt dann als erbracht, wenn für die schärfsten Unfallszenarien kein unkontrolliertes Risswachstum erfolgt und so die strukturelle Integrität des RDB über die gesamte Betriebszeit erhalten bleibt.

Die Sprödbruchreferenztemperatur  $RT_{Ref}$  ist ein Maß für den Zähigkeitszustand des RDB. Sie dient der Sprödbruch-Sicherheitsbewertung:

---

<sup>164</sup> Hans-Werner Viehrig; Conrad Zurbuchen: Anwendung des Master Curve-Konzeptes zur Charakterisierung der Zähigkeit neutronenbestrahlter Reaktor-druckbehälterstähle, Reaktorsicherheits-Vorhaben Nr. 150 1277, Rossendorf 25.05.2007

- 2008 sah der UVEK zur Ermittlung nur das standardisierte Verfahren zur Bestimmung von  $RT_{Ref}=RT_{NDT}$  vor. Dieses Verfahren basiert auf dem traditionellen Kerbschlagbiegeversuch nach Charpy, ist eine jahrzehntelang bewährte Methode und konservativ.
- Seit 2011 gilt die Richtlinie ENSI-B01/d, gemäß der die Ermittlung der Sprödbruchreferenztemperatur auch nach dem Master-Curve-Verfahren  $RT_{Ref}=RT_0$  zulässig ist.

Die nachfolgende Tab. 2 zeigt die wichtigsten Ergebnisse aus den mechanischen Prüfungen an Proben des unbestrahlten Ausgangszustandes und des ersten Bestrahlungsprobensatzes<sup>165</sup> des RDB KKL. Folgende grundsätzliche Aussagen lassen sich nach Meinung von KKL erkennen:

- Der Effekt der Neutronenversprödung für das RDB-Material des KKL kann als sehr gering eingestuft werden (sehr kleine Werte für die entsprechenden Übergangstemperaturverschiebungen). – Es ergeben sich relevante Unterschiede der ermittelten und nach USNRC Reg. Guide 1.99, Rev. 2 berechneten Änderungen der Sprödbruch-Referenztemperaturen  $\Delta RT_{NDT}$  für das Schweissmaterial.
- Der grösste Effekt der Neutronenversprödung wird für das Schweissmaterial der Längsnaht beobachtet. Das führende Material in der Neutronenversprödung ist jedoch das Grundmaterial mit einer justierten Sprödbruch-Referenztemperatur ART für 51 Vollastjahre (60 Betriebsjahre) von +6 °C.
- Der grösste Effekt bei der Absenkung der Hochlagenenergie im Kerbschlagarbeit-Temperatur-Diagramm tritt beim Schweissmaterial auf. Für die Rundnaht wird eine Absenkung der Hochlagenenergie für die Betriebszeit von 11 Jahren von 196 J auf 179 J ermittelt. Auch hier gibt es relevante Unterschiede bei den ermittelten und berechneten Werten für das Schweissmaterial.

---

<sup>165</sup> „Nach 11 Betriebsjahren wurde 1995 der erste von insgesamt drei Bestrahlungssätzen aus dem RDB entnommen und die Proben nach dem massgebenden Regulatory Guide 1.99, Rev.267 der U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC) geprüft und ausgewertet. Die Auswertung wurde durch den SVTI geprüft und von der HSK in den grundsätzlichen Aussagen akzeptiert.“ /ENSI 2009/

	$\Delta T_{41J}$ $\Delta RT_{NDT}$ 9.3VLJ	$\Delta RT_{NDT}$ RG1.99 9.3VLJ	$\Delta USE$ 9.3VLJ	$\Delta USE$ RG1.99 9.3VLJ	$RT_{NDT}$ 0 VLJ	$\Delta RT_{NDT}$ RG1.99 51 VLJ	Margin RG1.99 51 VLJ	ART RG1.99 51 VLJ
Grundmaterial	+4 °C	+4 °C	-3 J	-8 J	-14 °C	+10 °C	+10 °C	+6 °C
Schweissgut Längsnaht	-9 °C	+7 °C	+9 J	-13 J	-39 °C	+20 °C	+20 °C	+1 °C
Schweissgut Rundnaht	-3 °C	+3 °C	-17 J	-12 J	-33 °C	+6 °C	+6 °C	-21 °C

Tabelle 2: Ergebnisübersicht für die Proben des Ausgangszustandes sowie des ersten Bestrahlungsprobensatzes, Berechnungen nach USNRC Reg. Guide 1.99, Rev.2 /ENSI 2009/

$\Delta T_{41J}$ : Übergangstemperaturverschiebung im Kerbschlagarbeit-Temperatur-Diagramm nach Standard bei 41 J

$\Delta RT_{NDT}$ , RG1.99, 9.3VLJ/51VLJ: Änderung der Sprödbruch-Referenztemperatur für 9,3 Vollastjahre (11 Betriebsjahre) und für 51 Vollastjahre (60 Betriebsjahre)

$\Delta USE$ , RG1.99, 9.3VLJ: Änderung der Hochlagenenergie im Kerbschlagarbeit-Temperatur-Diagramm für 9,3 bzw. 51 Vollastjahre (60 Betriebsjahre)

ART, RG1.99, 51VLJ justierte Sprödbruch-Referenz-Temperatur für 51 Vollastjahre (60 Betriebsjahre)

Margin, RG1.99, 51VLJ: Sicherheitsbeiwert für die justierte Sprödbruch-Referenz-Temperatur für 51 Vollastjahre (60 Betriebsjahre)

2008 wurde der zweite Probensatz nach 24 Betriebsjahren entnommen und im Jahre 2010 geprüft. „Die durchgeführten Prüfungen umfassten die Analyse der Neutronen- und Temperaturmonitore und die mechanische Prüfung von Kerbschlag- und Miniaturzugproben. Neben der Prüfung der Kerbschlagproben aus dem zweiten Bestrahlungssatz wurden auch Kerbschlagproben an dem unbestrahlten Schweissmaterial der Längs- und Rundnaht des Reaktordruckbehälters aus originalgetreuem Material durchgeführt. Diese Prüfungen wurden durch bruchmechanische Untersuchungen nach dem Masterkurvenkonzept an dem originalgetreuen unbestrahlten Material und bestrahlten Material aus dem Bestrahlungssatz 2 ergänzt. Für die Änderung der Referenztemperatur ART (Adjusted Reference Temperature) nach 60 Betriebsjahren wurde entsprechend US-NRC RG 1.99 ein maximaler Wert von 4 K ermittelt, während für die Kerbschlagarbeit in der Hochlage ein minimaler Wert von 130 J bestimmt wurde. Die erhaltenen Ergebnisse sind in guter Übereinstimmung mit den Ergebnissen aus der Prüfung des ersten

Probensatzes und zeigen, dass die Neutronenversprödung der RDB-Materialien im KKL keine Einschränkungen hinsichtlich des Langzeitbetriebs des Kraftwerks darstellen werden.“ /ENSI 2019/.

Seitens ENSI wird hierzu in /ENSI 2019/ festgestellt: „Sowohl die Auswertungen nach dem klassischen  $RT_{NDT}$ -Konzept als auch dem moderneren Masterkurvenkonzept zeigen, dass die Sprödbruch-Referenztemperatur nur gering ansteigt. Die Extrapolation der Ergebnisse auf 60 Betriebsjahre beinhaltet grosse Margen zu den Grenzwerten von 93 °C für die Referenztemperatur in  $\frac{1}{4}$  Wandtiefe und 68 J für die Kerbschlagarbeit in der Hochlage aus der Ausserbetriebnahme-Verordnung.“

Die Sprödbruchsicherheitsbewertung des RDB erfolgt gemäß Schweizer Regelwerk deterministisch. Es wird jedoch darauf orientiert, probabilistische Methoden für die Thermoschock Analyse des RDB zum Abbau sog. unangemessener Konservativitäten weiterzuentwickeln und einzusetzen<sup>166</sup>.

Es ist also festzuhalten:

- Nach gegenwärtigem Stand werden bei KKL die Anforderungen hinsichtlich Sprödbruchsicherheit des RDB eingehalten.
- Die Auslegung von KKL erfolgte auf deterministischen Grundlagen. Insofern wäre der Sprödbruchsicherheitsnachweis weiterhin deterministisch zu führen. Dies trifft auch für einen möglichen Betrieb der Anlage über die ursprünglich vorgesehene Zeit von 40 Jahren zu.
- Die Verwendung probabilistisch orientierter Bewertungsansätze zum Abbau sog. „unangemessener Konservativitäten“ beim Nachweis der Sprödbruchsicherheit als Voraussetzung zum Nachweis der Sicherheit ist aus sicherheitstechnischer Sicht nicht zielführend. Es sollte nicht der Abbau von Konservatismen als Ziel definiert werden, sondern ein optimaler Umgang damit.
- In Bezug auf den Nachweis der Sprödbruchsicherheit für einen Betrieb über die ursprünglich vorgesehene Zeit von 40 Jahren hinaus ist nicht abschließend geklärt, ob der Schädigungsmechanismus der Versprödung kontinuierlich fortschreitet, oder ob es oberhalb einer bestimmten Neutronenbestrahlung zu

---

<sup>166</sup> ENSI, Sprödbruchsicherheitsnachweis für Reaktordruckbehälter, Übersicht und aktuelle Messwerte, Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg, 05.06.2015

einem plötzlichen massiven Anstieg der Versprödung kommt. Dieser Effekt wird als «Late-Blooming-Effect» bezeichnet<sup>167</sup>

---

<sup>167</sup> IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES No. NP-T-3.11, INTEGRITY OF REACTOR PRESSURE VESSELS IN NUCLEAR POWER PLANTS: ASSESSMENT OF IRRADIATION EMBRITTLEMENT EFFECTS IN REACTOR PRESSURE VESSEL STEELS, Vienna 2009

## Anhang 5: Einzelfehler bei passiven Komponenten

In /ENSI 2009/ wird ausgeführt: „Das KKL ist eine Siedewasserreaktoranlage amerikanischer Bauart, welche mittels des zweisträngigen SEHR-Systems an die schweizerischen Anforderungen angepasst wurde.“

Weiter wird ausgeführt /ENSI 2019/: „Das KKL ist durch seinen hohen Redundanzgrad überhaupt erst fähig, während des Leistungsbetriebs Notkühlsysteme zu warten.“

Dabei wird nämlich angenommen, dass das SEHR

- als Notstandssystem auch Funktionen eines Sicherheitssystems (Notkühlsystem) wahrnehmen könnte und
- für diesem Fall auch als zweisträngiges System anzusehen wäre.

Jedoch kann das SEHR System grundsätzlich nicht als zweisträngiges Sicherheitssystem eingeordnet werden. Es trifft zu, dass die aktiven Komponenten zwar redundant ausgeführt sind, nicht jedoch die passiven Komponenten (sh. auch Bild 17).

Nach Stand von Wissenschaft und Technik ist der Einzelfehler auch für passive Komponenten anzuwenden, es sei denn die Komponente ist von einer so hohen Qualität, dass ein fehlerhaftes Versagen ausgeschlossen werden kann:

- Nach /IAEA 2016/, Requirement 25, gilt:  
„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.“  
Auch /WENRA 2021/, WENRA Ref.-Level E8.2, enthält eine ähnlich gelagerte Anforderung bezüglich des Einzelfehlers bei passiven Komponenten.
- Angaben hinsichtlich eines Nachweises mit dem Ziel zu zeigen „that a failure of that passive component is very unlikely and that its function would remain unaffected by the postulated initiating event“ sind in
  - /ASN 2000/, Kap. C.2.1 sowie in
  - /EUR 2012/, Kap 2.1.3.4 zu finden.  
„In the single failure analysis, the failure of a passive component may not need to be assumed if this component is designed, manufactured, installed, inspected and maintained in service to a high quality level. However,

when it is assumed that a passive component does not fail, such an approach shall be justified, taking into account the total period of time that the component is required after the initiating event.“

Somit wäre in Bezug auf die Forderung nach Einzelfehler bei passive Komponenten folgendes anzuwenden:

Für passive Anlagenteile ist das Versagen im Rahmen des Einzelfehlerkonzepts dann nicht zu unterstellen, wenn nachgewiesen wird, dass sie

- gegen die bei allen für sie zu unterstellenden Anforderungsfällen maximal zu erwartenden Beanspruchungen unter Berücksichtigung der im Betriebszeitraum vorhersehbaren Veränderungen der Werkstoffeigenschaften mit ausreichenden Sicherheitszuschlägen ausgelegt sind,
- aus einem für den Verwendungszweck geeigneten Werkstoff gefertigt werden und unter einer umfassenden Qualitätssicherung hergestellt, montiert, errichtet, geprüft und betrieben werden, so dass eine ausreichende Zuverlässigkeit gesichert ist. Die hierbei anzuwendenden Maßnahmen und die Sicherheitszuschläge sind auch entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung der Sicherheitseinrichtungen festzulegen.

Nachvollziehbare Nachweise in Bezug auf die Einzelfehlerfestigkeit der passiven Komponenten des SEHR Systems sind nicht verfügbar.

Insofern kann man hier nicht von einem zweisträngigen System im Sinne eines Sicherheitssystems sprechen.

## Anhang 6: Abkürzungsverzeichnis

AKW	Atomkraftwerk
ADS	Druckabbausystem
AM	Accident Management
AP 1000	(Advanced) Pressurized Water Reactor
ASN	AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE (Frankreich)
AtG	Atomgesetz (Deutschland)
AÜ	Auslegungsüberschreitendes Szenario
BE	Brennelement
BMU	Bundes-Ministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit
BWR	Boiling Water Reactor
CCF	Common Cause Failure
CDF	Core Damage Frequency
CNS	Convention on Nuclear Safety
DAK	Druckabbaukammer
DBE	Design Basis Earthquake
DBC	Design Basis Category
DEC	Design Extension Condition



DSR	Dutch Safety Requirements
ECCS	Emergency Core Cooling System
EdF	Électricité de France
EK	Erdbebenklasse
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EPR	European Pressurized Reactor
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor
ESW	Notkühlwassersystem
EU	European Union
EUR	European Utility Requirements
EURATOM	Europäischen Atomgemeinschaft
EVA	Einwirkungen von außen
FANC	Föderalagentur für Nuklearkontrolle (Belgien)
FCVS	Filtered Containment Venting System
FPCCU	Be-Becken Kühl-/Reinigungssystem
GE	General Electric
GRS	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit
HPCS	Hochdruckkernsprühsystem

IAEA	International Atomic Energy Agency
INRAG	International Nuclear Risk Assessment Group
KEG	Kernenergiegesetz (Schweiz)
KEV	Kernenergieverordnung (Schweiz)
KKL	Kernkraftwerk Leibstadt
KONVOI	standardisierte Bauform von deutschen AKW der 1300–1400-MW-Klasse
KRB	Kernkraftwerk Gundremmingen
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LOCA	Loss Of Coolant Accident
LPCI	Low Pressure Core Injection
LPCS	Niederdruckkernsprühsystem
LTE	Life Time Extension
LWR	Light Water Reactor
MSIV	Main Steam Isolation Valve
MSK	Medwedew-Sponheuer-Karnik-Skala
NICCW	Nukleares Zwischenkühlsystem
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OSART	Operational Safety Review Team

PGA	Peak Ground Acceleration
PRA	Probabilistische Risikoanalyse
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSR	Periodic Safety Review
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RCC	Reaktorkernkühlung
RCCC	Containmentkühlung
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling
RDB	Reaktordruckbehälter
RHR	Nachwärmeabfuhrsystem
RSK	Reaktorsicherheitskommission
RWCU	Reaktor-Reinigungssystem
SAM	Severe Accident Management
SAMG	Severe Accident Management Guidance
SBLC	Standby Liquid Control
SBO	Station Black Out
SE	Sicherheitsebene
SEHR	Special Emergency Heat Removal
SES	Schweizerische Energiestiftung

SSE	Safe Shutdown Earthquake
SLCS	Vergiftungssystem
SSK	Strukturen, Systeme und Komponenten
STUK	Radiation and Nuclear Safety Authority in Finland
SWR	Siedewasserreaktor
USV	Unterbrechungslose Stromversorgung
UVEK	Eidgenössische Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation
TH	Technische Hochschule
TLF	Tanklöschfahrzeug
VC	Hauptkühlwasser
VE	Notkühlwasser
VF	Nebenkühlwasser
WENRA	Western European Nuclear Regulator Association
ZA	Reaktorgebäude