Die Grünen | Europäische Freie Allianz
im Europäischen Parlament

Ermittlung von Defiziten des AKW[1] Tihange 1 einschließlich Benennung der Risiken bei dessen Weiterbetrieb

Autor: Prof. Dr. Manfred Mertins

Auftraggeber: Frau Rebecca Harms, Mitglied der Fraktion der Grünen/EFA im Europaparlament

[1] AKW - Atomkraftwerk

Vorwort

Frau Rebecca Harms, Mitglied der Fraktion der Grünen/EFA im Europaparlament, veranlasste eine Analyse zum Sicherheitsstand des belgischen AKW Tihange 1. In die Analyse sollen zusätzlich zur Bewertung der Sicherheitsauslegung auch Aspekte des Betriebes von Tihange 1 einfließen.

Als sicherheitstechnischer Maßstab sollen dabei die den Stand von Wissenschaft und Technik bestimmenden internationalen Sicherheitsanforderungen dienen. Insbesondere sollen dabei die von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im September 2014 veröffentlichten WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors herangezogen werden. Die in den an Belgien angrenzenden Staaten mit AKW sowie in Belgien selbst geltenden Sicherheitsanforderungen sollen, soweit sie den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentieren, in die Bewertung einbezogen werden.

Inhalt

1 Erläuterung des Auftrags zur sicherheitstechnischen Analyse 4

2 Sicherheitsrelevante Aspekte des AKW Tihange 1 4

2.1 Anlagenkurzbeschreibung 4

2.2 Wesentliche Abweichungen des AKW Tihange 1 im Vergleich mit aktuell geltenden Sicherheitsanforderungen 23

2.2.1 Für die Anlagenbewertung nach Stand von Wissenschaft und Technik heranzuziehende Sicherheitsanforderungen 23

2.2.2 Übersicht über Abweichungen des AKW Tihange 1 von Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik 61

3 Informationen zum Betrieb des AKW Tihange 1 63

3.1 Feststellungen durchgeführter OSART und SALTO-Missions 64

3.2 Informationen zum Störungsgeschehen von Tihange 1 66

4 Zusammenfassende Bewertung sicherheitsrelevanter Schwachstellen beim Betrieb des AKW Tihange 1 68

5 Literaturverzeichnis 71

Anhang 1: Erläuterungen zum Bild 3 /5/

Anhang 2: Übersicht über die Fußnoten in Bild 6 /29/

1 Erläuterung des Auftrags zur sicherheitstechnischen Analyse

Frau Rebecca Harms, Mitglied der Fraktion der Grünen/EFA im Europaparlament, veranlasste eine Analyse zum Sicherheitsstand des belgischen AKW Tihange 1. In die Analyse sollen zusätzlich zur Bewertung der Sicherheitsauslegung auch Aspekte des Betriebes von Tihange 1 einfließen.

Als sicherheitstechnischer Maßstab sollen dabei die den Stand von Wissenschaft und Technik bestimmenden internationalen Sicherheitsanforderungen dienen. Insbesondere sollen dabei die von der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) im September 2014 veröffentlichten WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors herangezogen werden. Die in den an Belgien angrenzenden Staaten mit AKW sowie in Belgien selbst geltenden Sicherheitsanforderungen sollen, soweit sie den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentieren, in die Bewertung einbezogen werden. Der daraus abgeleitete Bewertungsmaßstab ist zu dokumentieren.

Da es sich beim AKW Tihange 1 um ein AKW handelt, dass eine mehr als 40-jährige Betriebszeit aufweist sind, soweit verfügbar, Informationen über den Betrieb von Tihange 1 in die Bewertung des Sicherheitsstandes einzubeziehen.

2 Sicherheitsrelevante Aspekte des AKW Tihange 1

2.1 Anlagenkurzbeschreibung

Wesentliche Informationsquellen sind:

- National report for nuclear power plants, Belgian Stress Test, December 2011 /2/
- Kingdom of Belgium, FOURTH MEETING OF THE CONTRACTING PARTIES TO THE CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY, NATIONAL REPORT SEPTEMBER 2007 /5/

- FANC, National Action Plan for NPPs, December 2012 /53/
- KINGDOM OF BELGIUM, Seventh Meeting of the Contracting Parties to the Convention on Nuclear Safety, National Report, August 2016 /62/
- FANC, National progress report on the stress tests of nuclear power plants, December 2014 /67/
- Belgium, Peer review country report, Stress tests performed on European nuclear power plants, ENSREG /69/
- FANC, National progress report on the stress tests of nuclear power plants, March 2017 /71/

Das AKW Tihange bei Huy in der Wallonischen Region von Belgien besteht aus drei Blöcken mit Druckwasserreaktoren. Block 1 hat eine Nettoleistung von 962 MW(e) und ging 1975 ans Netz, Block 2 mit einer Nettoleistung von 1.008 MW(e) und Block 3 mit 1.015 MW(e) folgten bis 1985.

Das AKW liegt an der Maas, ca. 25 km südwestlich von Lüttich und 57 km west-südwestlich des Aachener Stadtgebiets. /3/

Das AKW Tihange ist einer von zwei in Betrieb befindlichen Kernkraftwerksstandorte in Belgien; der andere Standort ist das AKW Doel. Das AKW Doel liegt auf der Gemarkung von Doel (Gemeinde Beveren) an der Schelde im Hafen von Antwerpen. Die drei Atomreaktoren in Tihange und vier in Doel werden von Engie Electrabel betrieben, dem belgischen Tochterunternehmen des französischen Konzerns Engie. /3/

Tihange 1 ist ein „drei-loop“ Framatome/Westinghouse Druckwasserreaktor (DWR) /62/. Die Anlage ist ähnlich zu der Anlage Beaver Valley in den USA und gilt als Vorläufer von Fessenheim in Frankreich. /1/

In Bild 1 ist die Anordnung der AKW Blöcke am Standort Tihange aufgeführt.

Bild 1: Anordnung der AKW Blöcke am Standort Tihange (A: Tihange 1, B: Tihange 2, C: Tihange 3, D: Nasslager für abgebrannte Brennelemente) /2/

Das Containment von Tihange 1 ist als Doppel-Containment mit einem inneren metallischen Liner ausgeführt. Tihange 1 verfügt über ein Brennelement-Kühlbecken zur Kühlung und zeitbefristeten Lagerung abgebrannter Brennelemente außerhalb des Containments. In Bild 2 ist diese Anordnung des Brennelement-Kühlbeckens für einen typischen Westinghouse Reaktor der „3-loop Generation“ dargestellt.

Das Brennelement-Lagerbecken befindet sich in einem eigenen, an das Reaktorgebäude angrenzenden Lagerbeckengebäude. Der Schutzgrad der Struktur der Lagerbeckenhalle gegen externe Einwirkungen bleibt deutlich hinter dem des Containments zurück. Ein sich in der Lagerbeckenhalle durch Verdampfung von Kühlmittel gegebenenfalls aufbauender Überdruck kann durch ein Öffnen von Entlüftungsöffnungen zur Umgebung abgesenkt werden.

Die Restwärme wird durch ein redundant aufgebautes Beckenreinigungssystem (CTP) abgeführt. Das CTP-System ist notstromversorgt.

Für den Fall eines Kühlmittelverlustes oder eines längerfristigen Ausfalls der gesamten Stromversorgung stehen Notfallmaßnahmen zur Gewährleistung der Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken zur Verfügung.

Nach /5/ sind in Auswertung des Unfalls im japanischen AKW Fukushima Nachrüstungen an einigen Komponenten des Beckenkühlsystems vorgenommen worden mit dem Ziel, deren Funktionsfähigkeit auch bei auslegungsüberschreitenden Erdbeben sicherzustellen: „At Tihange sites, some parts of the installation have been reinforced to guarantee their correct functioning in case of a beyond design earthquake. It has been showed that sufficient margins (simplified seismic margin assessment) are available for the existing systems; some specific parts of the pool coolant circuit (pump fixing) and of the 2nd level safety systems (diesel tank) have been reinforced."

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

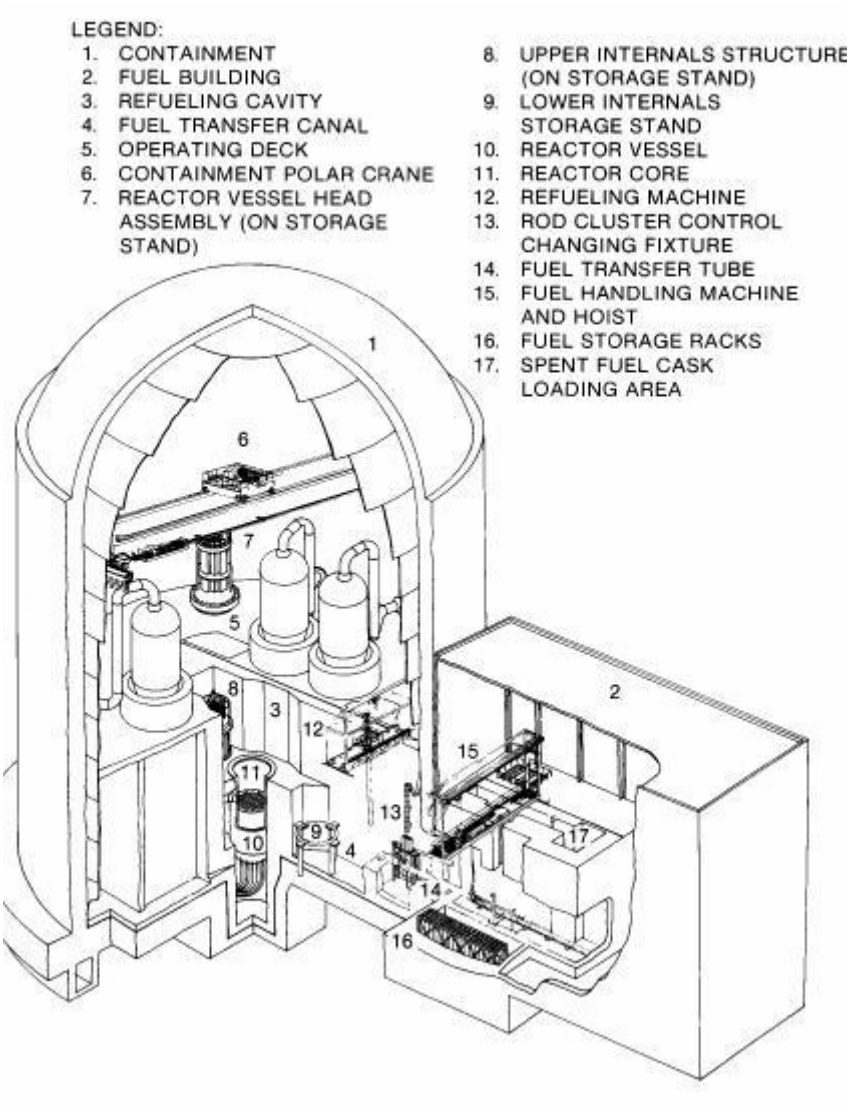


Bild 2: Anordnung des Brennelement-Kühlbeckens außerhalb des Containments /4/

Eine Übersicht über die Anordnung wesentlicher Komponenten des AKW Tihange 1 zeigt Bild 3.

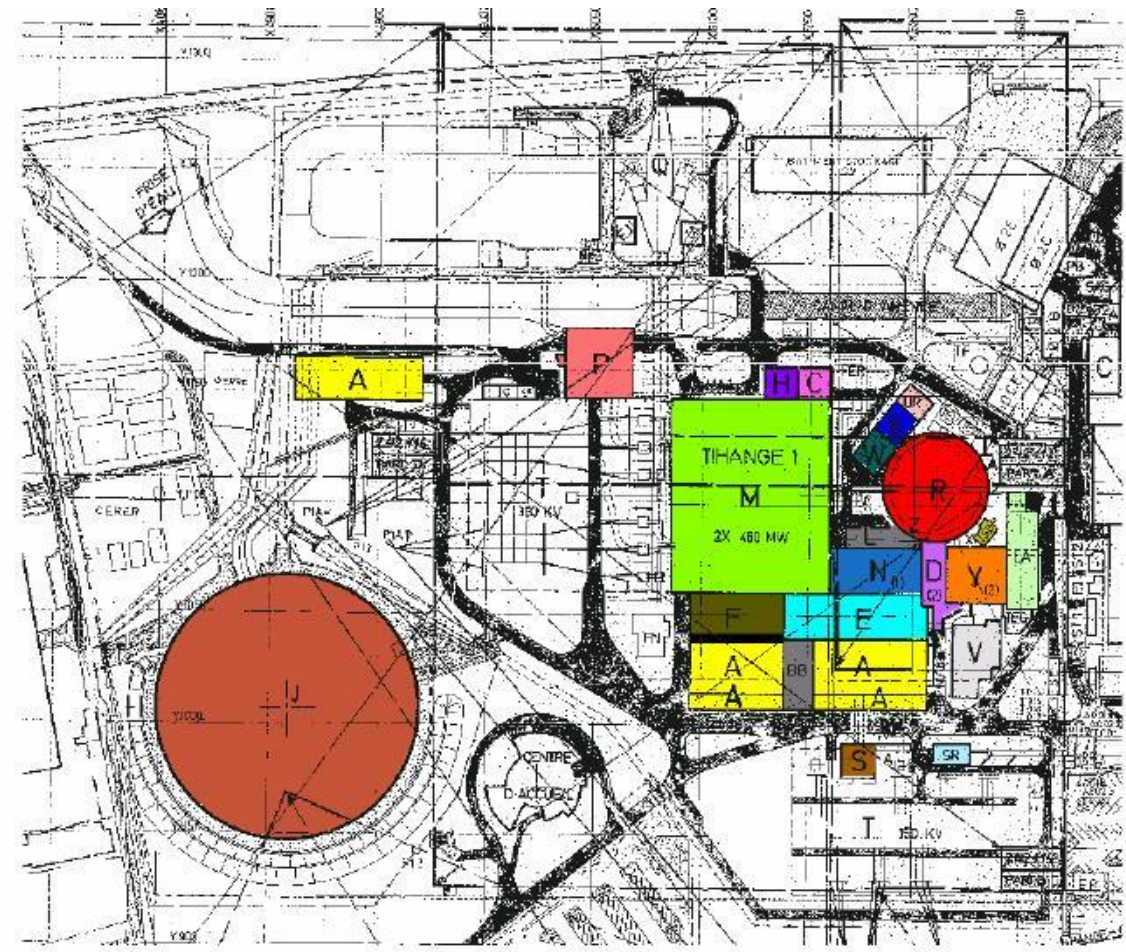


Bild 3: Übersicht über die Anordnung wesentlicher Komponenten des AKW Tihange 1 /5/

Erläuterungen zum Bild 3 finden sich in Anhang 1.

In Tihange 1 sind zwei Arten von Systemen zur Beherrschung

- von Störfällen (Sicherheitssysteme) und
- von Ereignissen, die nicht durch die ursprüngliche Auslegung abgedeckt sind (Notstandssystem)

installiert.

- **Sicherheitssysteme** (**safety systems)** zur Beherrschung von Störfällen**,** die durch interne Ereignisse verursacht sind**.** Diese Systeme befinden sich hauptsächlich im

nuklearen Hilfsgebäude (N), im Reaktorgebäude (R), im Gebäude zur Stromversorgung (E), im Gebäude der Notstromversorgung (S) und im Gebäude der Hilfs-Speisewasserversorgung (K).

- **Notstandssystem (emergency system):** Das Notstandssystem war nicht in der ursprünglichen Auslegung vorgesehen und wurde während der ersten periodischen Sicherheitsüberprüfung in 1986 nachgerüstet.
  Dieses System kommt im Falle von Ereignissen, die nicht in der Auslegung von Tihange 1 vorgesehen waren (z.B. vollständiger Ausfall der Stromversorgung, redundanzübergreifendes Feuer oder gravierende naturbedingte externe Einwirkungen) zum Einsatz.
  Das Notstandssystem umfasst im Wesentlichen:
    - Einrichtungen zur Notstromversorgung (ein 380 V Dieselgenerator und ein 380 V dampfgetriebener Generator),
    - Ein Kühlkreislauf mit zwei Pumpen (Grundwasser aus zwei verschiedenen Brunnen),
    - Eine Einspeisepumpe zur Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen.

- **Sicherheitssysteme**

Zur Zeit der Designphase von Tihange 1 Ende 1960ger/Beginn der 1970ger Jahre waren die Anforderungen an die Sicherheit von AKW deutlich geringer als gegenwärtig. Infolgedessen sind bei Tihange 1 z.B. deutliche Abweichungen hinsichtlich der Redundanz von Sicherheitssystemen, bei deren räumlicher Trennung, bei der seismischen Qualifizierung sowie bei der Auslegung gegen übergreifende Einwirkungen wie schlagende Rohrleitungen, interne Überflutungen oder Brände im Vergleich zu gegenwärtigen Anforderungen festzustellen. Externe übergreifende Einwirkungen wie Erdbeben, Überflutungen oder Flugzeugabsturz wurden nicht systematisch in die Auslegung einbezogen.

Das primärseitige Sicherheitseinspeisesystem (CIS) besteht aus dem Hochdruckeinspeisesystem, den Akkumulatoren und dem Niederdruckeinspeisesystem.

Hauptkomponenten des Sicherheitseinspeisesystems (Notkühlsystem) sind ein Flutbehälter mit ca. 1650 m^3 boriertem Kühlmittel sowie ein Borsäurekonzentratbehälter zur

Sicherstellung der Unterkritikalität. Das Hochdruckeinspeisesystem als Teil des Notkühlsystems umfasst drei Pumpen (3x100%, 180bar, eine Pumpe davon befindet sich im stand-by Betriebszustand). Diese Pumpen werden gleichzeitig im Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem eingesetzt. Das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem stellt das Aufborieren des Primärkreislaufes und die Versorgung der Hauptkühlmittelpumpen mit Sperrwasser sicher.

Es sind drei Akkumulatoren (je 50% der erforderlichen Kapazität, 25m^3) für das (passive) Einspeisen von Kühlmittel im Mitteldruckbereich im Falle von Kühlmittelverluststörfällen installiert.

Das blockbezogene primärseitige Niederdruckeinspeisystem besteht im Wesentlichen aus den zwei Niederdruck-Pumpen (je 100% der erforderlichen Kapazität, 8bar) und den dazugehörigen Wärmetauschern. Die Wärme des Primärkühlmittels wird über das Zwischenkühlwassersystem und im Weiteren über das Nebenkühlwassersystem abgeführt. Das Niederdruckeinspeisystem ist notstromgesichert und für seismische Einwirkungen qualifiziert.

Für das Sicherheitseinspeisesystem steht nur ein Flutbehälter zur Verfügung.

Das System zur Nachwärmeabfuhr (Restwärmeabfuhr) bei abgeschalteten Reaktor (RRA) ist zweisträngig aufgebaut, die zwei Niederdruckpumpen speisen auf einen gemeinsamen Sammler. Das System ist notstromgesichert und für seismische Einwirkungen qualifiziert. Im weiteren erfolgt der Wärmetransport über das Zwischenkühlwassersystem und das Nebenkühlwassersystem zur Wärmesenke.

Das Zwischenkühlwassersystem ist notstromgesichert. Beide Systeme, das Zwischenkühlwassersystem und das Nebenkühlwassersystem, sind für seismische Einwirkungen qualifiziert. Alle Pumpen des Nebenkühlwassersystems (3 Pumpen, je 100% der erforderlichen Kapazität, eine Pumpe im stand-by Betriebszustand) speisen auf einen Sammler.

Die Kühlwasserentnahme für das Nebenkühlwasser erfolgt im Einlaufbauwerk über ein Filtersystem der Kühlwasserversorgung. Für den Fall einer Unverfügbarkeit der Pumpstation stehen Grundwasserbrunnen zur Entnahme bereit (2 Brunnen, jeweils installiert sind 2 Pumpen mit je 50% der erforderlichen Kapazität.)

Das Containment-Sprühsystem (CAE) dient der Wärmeabfuhr aus dem Containment bei Kühlmittelverluststörfällen. Das System umfasst insgesamt sechs Pumpen (je 50% der erforderlichen Kapazität), zwei Pumpen dienen dem direkten Containmentsprühen, zwei Pumpen dienen der Rezirkulation des Sprühmediums, zwei weitere Pumpen befinden sich im stand-by Betriebszustand.

Die Hauptkomponenten des Containment-Sprühsystems sind somit zwei Niederdruck-Pumpen und die dazugehörigen Wärmetauscher. Die Wärme wird über das Zwischenkühlwassersystem und das Nebenkühlwassersystem abgeführt. Das Kühlmittel wird ereignisablaufabhängig aus dem Flutbehälter oder dem Sicherheitsbehältersumpf angesaugt und nach entsprechender Wärmeabgabe in das Containment eingesprüht. Das Containment- Sprühsystem ist notstromgesichert und seismisch qualifiziert.

Hauptkomponenten des sekundärseitigen Notspeisesystems (EAS) sind zwei motorgetriebene Speisewasserpumpen (2x50%) sowie eine frischdampfgetriebene Turboeinspeisepumpe (1x100%). Das Notspeisesystem verfügt über einen, seismisch qualifizierten, Notspeisewasserbehälter. Das sekundärseitige Notspeisesystem ist hauptsächlich zuständig für die sekundärseitige Wärmeabfuhr im Falle von Störfällen. Das sekundärseitige Notspeisesystem nimmt auch betriebliche Funktionen als An- und Abfahrsystem wahr[2].

Zur sekundärseitigen Druckregelung kann Dampf über Frischdampfabblaseventile in die Atmosphäre abgeblasen werden. Die Frischdampfabblaseventile werden leittechnisch angesteuert, zum Öffnen wird das Druckluftsystem benötigt.

Die Sicherheitssysteme werden über 6 kV Notstromverteilungen versorgt. Tihange 1 verfügt über zwei Notstromdiesel (GDS). Diese Notstromdiesel sollen seismisch qualifiziert sein. Ein zusätzlicher Notstromdiesel (Groupe Diesel de Reserve – GDR) steht für die am Standort insgesamt drei vorhandenen AKW Blöcke im Block 2 zur Verfügung und kann bei Notwendigkeit manuell zugeschaltet werden. Die Kapazität soll ausreichend sein, um die bei Störfällen erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen

[2] “at Tihange-1, an even more favourable design exists as all MFW pumps are motor-driven pumps, allowing either MFW or AFW pumps to be used during plant shutdown and startup.” /73/
AFW-Auxiliary Feedwater, MFW-Main Feedwater

mit elektrischer Energie zu versorgen. Die Dieselvorräte sollen eine Autonomie von ca. 3,5 Tage pro Notstromdiesel sichern.

- **Notstandssystem**

In Tihange 1 stehen zur Versorgung des Notstandssystems ein dampfgetriebener Turbogenerator (groupe d'ultime secours - GUS) und ein Dieselgenerator (diesel d'ultime repli - DUR) zur Verfügung. Der Tank für den DUR Diesel soll seismisch qualifiziert sein. Der Tankinhalt sichert eine Autonomie von ca. 7,5 Stunden. Es steht noch der Tank B01Hc mit einem Inhalt von ca. 500 m^3 zur Verfügung (Autonomie soll ca. 200 Tage betragen), der nach den vorliegenden Informationen auslegungsgemäß nicht seismisch qualifiziert war[3].

Die GDS, GUS, GDR and DUR Generatoren sollen seismisch qualifiziert (seismic category 1 /21/) und in ebenfalls entsprechend qualifizierten Gebäuden installiert sein.

Für den Fall eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung stehen für die unterbrechungslose Stromversorgung Batterien zur Verfügung. Im Bereich der Sicherheitssysteme soll die Versorgung von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen über einen Zeitraum von ca. 3 Stunden gewährleistet sein. Für das Notstandssystem sind Batterien vorhanden, die einen Betrieb über einen Zeitraum von ca. 7 Stunden sicherstellen sollen.

- **Zusammenwirken der Systeme (Sicherheitssysteme/Notstandsystem) im Fall von Stör- und Unfällen**

Vorweg sei angemerkt, dass die Szenarien "Vollständiger Station Blackout - SBO", "Verlust der Hauptwärmesenke sowie der weiteren Wärmesenken - Loss of primary and alternate UHS", "Verlust der Hauptwärmesenke verbunden mit totalem SBO" als auslegungsüberschreitende Szenarien eingestuft sind[4]. /69/

- Loss of offsite power (LOOP)

---

[3] Eine Nachrüstung des Tanks B01Hc in Bezug auf die Erdbebensicherheit war geplant. Inwieweit die Nachrüstung erfolgt konnte nicht nachweislich belegt werden.

[4] "For the Tihange 1 the scenarios "Station Black out (SBO)" and "Loss of primary UHS and SBO", "Loss of primary UHS, LOOP and earthquake DBE" were not taken into account during the initial design. During the first periodic safety review, a new building with a second level of protection was added for the cooling sources and the electrical power supply. This second level of emergency systems, called "SUR" ("Systemes d'Ultime Repli") for Tihange 1 is able to cope with the above mentioned scenarios." /67/

Im LOOP Fall werden die Sicherheitssysteme auslegungsgemäß durch die 2 Dieselgeneratoren (GDS) mit der erforderlichen Leistung versorgt. Die Dieselgeneratoren haben eine Leistung je 3552 kW. Sie werden gekühlt durch Flusswasser bzw. durch Grundwasser des Grundwassersystems (CEB).

Tihange 1 hat ein Dieselreservoir mit einer Kapazität von 80 m^3 was einer Autonomie von 3,5 Tagen für jeden Diesel bei voller Leistung entsprechen soll.

Bei Nutzung eines noch vorhandenen Reserve-Dieseltanks (CVA B01Hc tank, 500 m^3, not DBE qualified[5]) /69/, würde sich die Autonomie auf etwa 20 Tage erhöhen.

Vertragsgemäß können die Dieselvorräte in einem Zeitraum von max. 25 Stunden wieder aufgefüllt werden.

- Loss of offsite power (LOOP) and loss of the first level onsite back-up power supplies (Station Black-out)

Zur Beherrschung dieses Ereignisses ist das Notstandsystem (SUR) erforderlich.

Das Notstandssystem verfügt über zwei Stromerzeuger im Notstandsgebäude (BUR):

- den dampfgetriebenen Notstands-Turbogenerator (GUS) mit einer Leistung von 80 kW. Voraussetzung für den Betrieb des GUS ist der Betrieb von mindestens eines Dampferzeugers bei einer Temperatur des Primärkühlmittels von mehr als 180 °C;
- den Notstandsdieselgenerator (DUR) mit einer Leistung von 288 kW.

Die Kapazität des DUR Dieseltanks (500 l im BUR Gebäude) gewährleistet eine Autonomie von 7,5 Stunden. Auf manuellem Wege kann Diesel aus dem Tank CVA B01Hc tank zugeführt werden, wodurch sich die Autonomie auf ca. 200 Tage erhöhen soll.

[5] Siehe hierzu Fußnote 3

Die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern erfolgt über die Dampferzeuger, die von den Notspeisepumpen (EAS) gespeist werden. Nach Verbrauch der Wasservorräte im Notspeisewasserbehälter erfolgt die Umschaltung auf das Grundwassersystem. Das Grundwassersystem hat eine Autonomie von mindestens 30 Tagen, bezogen auf einen Block.

Eine Überführung der Anlage auf den Zustand „kalt, unterkritisch“ ist bei diesem Ereignisablauf nicht möglich.

Die Kühlung der Brennelemente erfolgt in dieser Periode durch Aufwärmung und Verdampfung des Wassers im Becken. Die Verdampfung soll etwa 40 Stunden nach Verlust der normalen Kühlung erfolgen. Die Wasserzufuhr erfolgt durch Notstandsmaßnahmen. Das Wasser wird dabei aus dem Tank B01Bi (Refueling water storage tank) durch Gravitation oder durch die Pumpe P04Bd (versorgt durch DUR) zugeführt.

- Loss of external power (LOOP) and loss of all on-site back-up power provisions (total Station Blackout)

Der vollständige Ausfall der Stromversorgung (SBO) ist nicht in der Auslegung von Tihange 1 berücksichtigt.

In diesem Fall stehen nur noch die Batterien zur Verfügung. Die Zeit für deren Entladung ist mit ca. 3 Stunden angegeben.

Das Volumen des Notspeisewasserbehälters beträgt 120m^3, was eine Bespeisung der Dampferzeuger bis etwa 3 Stunden nach SBO ermöglicht. Danach muss die Wasserversorgung durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes erfolgen.

Nach Entladung der Batterien fällt die Notbespeisung der Dampferzeuger aus. Die Austrocknung der Dampferzeuger würde nach etwa 12 Stunden nach SBO erwartet werden. Dieser Zustand kann im Weiteren nur durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes beherrscht werden, ansonsten wäre die Kühlung des Reaktorkerns nicht mehr möglich.

Die Kühlung der Brennelemente im Brennelementbecken erfolgt in diesem Zustand wie oben beschrieben.

- Loss of the primary ultimate heat sink (LUHS)

Im Normalbetrieb wird durch den Fluss Maas die Kühlwasserversorgung sichergestellt.

Für den Fall, dass der Wasserstand der Maas zu niedrig fällt, erfolgt die Kühlwasserversorgung durch das Grundwassersystem. Das Grundwassersystem hat eine Autonomie von ca. 30 Tagen.

- Loss of the primary ultimate heat sink and alternate ultimate heat sink(s)

Dieser Fall soll, unter Berücksichtigung aller Wasservorräte, kritisch werden nach etwa 1,5 Tagen. Danach muss die Kühlung des Reaktorkerns durch die Notfallmaßnahmen feed und bleed der Dampferzeuger sichergestellt werden.

Für den Betriebszustand eines offenen Primärkreises ist das Wasser aus dem B01Bi Behälter in ca. 5 Tagen verdampft. Es muß dabei die Möglichkeit einer Druckentlastung des Containments gewährleistet sein. Ansonsten ist mit Schäden an der Containmentstruktur in einem Zeitraum nach 3-4 Tagen zu rechnen.

- Loss of the primary ultimate heat sink combined with loss of off-site power and loss of first level onsite back-up power supply

Dieses Ereignis liegt der Anlagenauslegung zu Grunde. Hierbei wird die Wärmesenke durch das Grundwassersystem gebildet. Angaben zur Autonomie der beteiligten Systeme befinden sich in den obigen Beschreibungen.

- Loss of the primary ultimate heat sink combined with a total Station Black-out

Für den Fall des Verlustes eines Zuganges zur Maas ist für Tihange 1 die Nutzung einer anderen Wärmesenke notwendig. Der Einsatz von Notfallmaßnahmen ist erforderlich. Es wird eingeschätzt, dass dieses Szenario - total station black-out verbunden mit einem Verlust der „primary ultimate“ Wärmesenke - sehr unwahrscheinlich sei. Dieses Szenario ist nicht Teil der Auslegung von Tihange 1.

- Loss of the primary ultimate heat sink combined with the loss of off-site power and Design Basis Earthquake

Der graduelle Verlust der Kapazität der CEB Pumpen ist in der Auslegung von Tihange 1 betrachtet. Der erdbebenbedingte Ausfall des externen Stromnetzes führt zum Start der seismisch qualifizierten Dieselgeneratoren der Sicherheitssysteme.

Die Autonomie der Dieselgeneratoren beträgt ca. 3,5 Tage. Die Grundwasserautonomie beträgt ca. 30 Tage.

- **Notfallschutz** /62/

Tihange 1 soll über eine gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (FCVS - Filtered Containment Venting System) verfügen /62/.

Passive autocatalytische Recombiner (PARs) zur Begrenzung des Wasserstoffgehaltes in der Containmentatmosphäre bei Reaktorunfällen sollen vorhanden sein.

Die AM (accident management) Prozeduren umfassen ereignisorientierte und symptom orientierte Prozeduren. Die Prozeduren von Tihange 1 bauen auf dem „Framatome approach“ auf. U.a. sind Prozeduren für bleed und feed der Dampferzeuger und des Primärkreises, sowie zur Wiederherstellung der Stromversorgung vorhanden.

SAMG (Severe accident management) Prozeduren liegen vor und basieren auf den „Westinghouse Owner’s Group Guidelines“. /62/

Die Fundamentplatte des AKW Tihange 1 hat auslegungsgemäß nur eine Dicke von ca. 2,15 m. Bei neueren Anlagen sind die Fundamentplatten deutlich stärker ausgeführt.

Für Tihange 1 besteht wegen der relativ geringen Dicke der Fundamentplatte die Gefahr des frühzeitigen Durchschmelzens der Fundamentplatte im Falle eines Kernschmelzunfalles.

- **Auslegung gegen übergreifende Einwirkungen**

Erdbeben

Anfang der 1970ger Jahre wurde den Einwirkungen von außen bei der Auslegung von AKW wenig Beachtung geschenkt[6].

---

[6] In the early 1970's when these plants were built less attention was given to the support systems for the safety systems; their seismic and post-accident environmental qualification was not a major concern; the protection against high energy line breaks was not considered for all systems, the physical separation between redundant systems was not so strict as it is in the more recent plants. Less attention was also given in these times to accidents from external origin, either natural or man made, like earthquakes,

Der Auslegung von Tihange 1 wurde ein Erdbeben der Stärke 0,1 g zu Grunde gelegt. Dieser Wert wurde dann auf 0,17 g auf der Grundlage der Auswertung des Liège Erdbebens in 1983 und von Erkenntnissen einer Analyse zu Tihange 2 verändert. Die entsprechende Nachrüstung erfolgte dann in 1986 während der ersten periodischen Sicherheitsüberprüfung[7] /62/.

Mittlerweile liegt auch eine probabilistische Erdbebenanalyse Studie des ROB (Royal Observatory of Belgium) vor[8]

Auf Probleme, die Widerstandsfähigkeit von Bauwerken und Komponenten gegen höhere Erdbebenlasten nachzurüsten, wird in Bezug auf Tihange 1 in /67/ hingewiesen: „At Tihange 1, the licensee classified the Electrical Auxiliary Building (BAE) as having a medium probability to resist a RLE[9]. Although a medium probability is acceptable in the context of the stress tests, the licensee committed to evaluating the feasibility of raising the BAE to a high probability of resistance. This feasibility study showed that the actions necessary to do this are technically difficult or impossible.[10] Nevertheless, there remain

flooding, aircraft crashes, gas cloud explosion, toxic gases, large fires. /1/ The effect of a fire induced by an earthquake is not considered./65/

[7] For the Tihange site, the safe shutdown earthquake (SSE) originally considered (in the early seventies) for Tihange 1 was of 0.1 g acceleration. This value was increased to 0.17 g following the Tihange 2 safety analysis (end of the seventies). As a consequence, the latter value was adopted for the site as a whole; it did not need to be modified when the Liege earthquake of 1983 was analysed. The seismic reassessment of Tihange 1 was performed during its 1st periodic safety review in 1985. /62/

[8] The probabilistic study by the ROB (Royal Observatory of Belgium) established the seismic level, expressed in terms of peak acceleration and spectrum at bedrock level (near the surface in Tihange). The maximum accelerations at that depth are:

- 0.064g for an earthquake with a return period of 1,000 years (84th percentile);
- 0.21g for an earthquake with a return period of 10,000 years (mean value).

For a period of 100,000 years the median value is less than 0.21g. Most penalizing value was chosen, i.e. 0.21g on the bedrock. /2/

[9] The safety margin assessment for the Doel and Tihange units was performed on the basis of a review level earthquake (“RLE”) as high as 1.7 time the peak ground acceleration (PGA) of the current design basis earthquake. /67/

[10] “At Tihange 1, the licensee classified the Electrical Auxiliary Building (BAE) as having a medium probability to resist a RLE. Although a medium probability is acceptable in the context of the stress tests, the licensee

some specific and feasible improvements that could be considered. Since the BAE is specific to Tihange 1, its improvement has been incorporated in the action plan for the Long Term Operation of this reactor. The improvement works are being carried out within the framework of the extension of the Emergency System Building ("Système d'Ultime Repli Eténdu"), aiming at extending the plant capability to go to safe shutdown in case of common-cause-failure scenarios affecting either instrumentation and control, or electrical sources (such common-cause failures can result from a fire in the BAE building, possibly induced by an earthquake)." /67/

In /2/ wird angegeben, dass ein auslegungsüberschreitendes Erdbeben keine Überflutung auslöst, die zur Überschreitung von Auslegungsgrenzen führen würde: „In conclusion, an earthquake beyond the DBE on the Tihange site should not trigger a flood exceeding the installation design limits. No modification of material, procedures or organization is therefore required." /2/

Überflutung /2/

Tihange 1 liegt nach /2/ 71.5 Meter über Normalnull.

Als potentielle Quellen für eine Überflutung von Tihange 1 kommen in Betracht:

- Hochwasser der Maas;
- Versagen des Damms bei Andenne-Seille oberhalb von Tihange 1;
- Versagen des Damms unterhalb von Tihange 1 bei Ampsin-Neuville.

In /2/ ist das Hochwasserschutzkonzept beschrieben, das der Auslegung von Tihange 1 zu Grunde gelegt wurde sowie das, dass im Weiteren als Grundlage für Nachrüstungen des Hochwasserschutzes diente: „The "Reference Flood" against which the Tihange site is protected, corresponds to the highest historically recorded flood level of the Meuse (in 1995), increased by 20%. The flow rate of the river for this Reference Flood reaches 2,615 m^3/s, compared to a normal average flow rate of 300m^3/s in winter and 50m^3/s in

committed to evaluating the feasibility of raising the BAE to a high probability of resistance. This feasibility study showed that the improvements are impossible."/72/

summer. In this situation the Meuse water level near the site reaches 71.30 metres (including uncertainty of 0.1 m) above sea level. In normal situations an average level of 69.25 metres is measured (regulated level of the Meuse to allow navigation).”

“The original design basis flood for the Tihange NPP was fixed with reference to the practice used in civil engineering at the time for the design of constructions on the Meuse. It stipulates that: "The dams and embankments on the Meuse in the stretch of the river from Andenne to Liege have been arranged to be able to take a flow rate of 2,200 m^3/s, which is the flow rate of the high water of 1926 (1,862 m^3/s) increased by 20%".

“The design basis flood would thus correspond to a flow rate of the Meuse of 2,200m^3/s, causing a rise of water level of up to 69.80m.”

“Following the important floods in 1993 and 1995 in the Meuse valley (maximum flow rate 2,179 m^3/s), the flood statistics have been reviewed as part of the periodic safety review. The “Reference Flood” for the site in Tihange was reassessed using the original methodology. It currently corresponds to the highest historically recorded flood level of the Meuse (in 1995), increased by 20%. The flow rate of the river for this Reference Flood reaches 2,615 m^3/s and the the water level reaches 71.30 metres.”

“On the other hand, the evolution of nuclear regulation has led to the use, in the latest periodic safety review, of a probabilistic methodology to determine the flood level of the Meuse as a function of return period. One of its conclusions is that the Tihange site is currently protected by its design against a Reference Flood with a statistical return period that can be counted in centuries (between 100 and 1,000 years). The level of the Meuse at the site in Tihange was determined up to a flood with a return period of 10,000 years (decamillennial flood). This decamillennial flood was defined as the millennial flood (with a confidence interval of 70%) plus 15%. The corresponding flow rate is 3,488 m^3/s. No known historical source mentions a high flow rate of that magnitude. It should be noted that such a flow rate could result only under exceptional circumstances combining rapid melting of snow and a long period of heavy rain.”

“Nevertheless, it was decided to adopt this decamillennial flood as the new design basis for the Tihange NPP so as to comply with the international standards”.

“The shutdown of the reactor units, organised at least ten hours before progressive flooding of the site begins, greatly reduces the residual energy to be evacuated. When the water reaches the site there is a maximum of 20 MW of thermal power to be evacuated from each reactor, or less than 1% of the rated power. The CMU (Circuit des Moyens Ultimes or Ultimate Means System) can then ensure the continuous cooling of the three reactors and the spent fuel pools.”

“At 2,900m^3/s, a flow rate that occurs nearly every 600 years, the TPA (Turbo Pompe Alimentaire) of EAS (Eau Alimentaire de Secours) of Tihange 1 is lost. Only the CMU feeds the steam generators.”

“Finally for a decamillennial flooding (3,488 m^3/s), all the electric power panels are lost due to the flood or because of the activation of protective devices by short circuits due to the water. The diesel generators in the three units are now all under water (GDS, GDR, GDU and DUR).”

“The progressive flooding of the site will lead to the progressive loss of a lot of classified equipment. When equipment providing the cooling of the fuel is affected, the CMU circuit of each unit will be used to assure the cooling of the fuel in the core and in the pool. The CMU can take over this function for more than two weeks.”

“Consequently, the Tihange site was not fully protected against this new Reference Flood. Several actions have therefore been proposed in the National Report in December 2011 /2/ to enhance the protection against flooding by additional provisions:

- A peripheral protection of the site (first line of defence),
- Some local volumetric protections (second line of defence,)
- The mobilization of non-conventional means on site (third line of defence). /67/

According to /53/: “The licensee shall include a safety margin for the first level of defense to adequately cover uncertainties associated with a 10,000-year flood (the wall of the peripheral protection should thus be designed higher than the flood level associated with a 10,000-year flood)” /53/.

According to /65/: “According to the updated NAcP[11], the second level of protection is cancelled. It is explained that further analyses had shown that the implementation of the second level of flood protection (protection of the buildings) would not provide an infallible protection and would decrease the reliability of the protection strategy against flooding.”

In /65/ wird dazu abschließend festgestellt: “Flooding will remain a dangerous hazard for the Tihange NPP” /65/.

Flugzeugabsturz

In der ursprünglichen Auslegung von Tihange 1 waren Lasten aus einem Flugzeugabsturz nicht berücksichtigt. Gravierende Schäden am Reaktorgebäude können bei einem Flugzeugabsturz nicht ausgeschlossen werden[12]. Dies gilt auch für das Notstandsgebäude Die Inbetriebnahme eines neuen, gegen Flugzeugabsturz ausgelegten Gebäudes[13] soll in 2019[14] erfolgen.

In einer Analyse.des Schutzes von Tihange 1 gegen Einwirkungen von außen wurde aufgezeigt, dass ein Flugzeugabsturz zu nicht akzeptierbaren radiologischen Auswirkungen führen würde. Gleichzeitig wurde ausgesagt, dass die Wahrscheinlichkeit eines Flugzeugabsturzes ausreichend gering wäre /62/.

In /65/ wird festgestellt, dass das Reaktorgebäude von Tihange 1 extrem verletzbar bei einem Flugzeugabsturz ist. Ein Versagen des Notkühlsystems in einem solchen Falle würde zu einem Kernschmelzunfall mit weitreichenden radiologischen Auswirkungen führen.

In /70/ aus 1984 wird beschrieben, dass in Zusammenhang damit, dass sich in der Nähe vom Standort Tihange die Militärbasis Bierset befindet, die AKW Blöcke gegen Absturz

---

[11] NAcP – National Action Plan, /67/, siehe auch /63/

[12] “For the reactor buildings of Tihange 1 significant damage to the external concrete structure, with the possibility of projectiles penetrating into the containment, cannot be excluded.” /68/

[13] “For the Tihange 1 unit a study is undertaken for the construction of a new "bunkered" building resistant to an aircraft crash and which would house the second level emergency systems.” /68/

[14] “Commissioning of the SUR-Etendu in 2019 (in the framework of LTO Tihange 1)” /62/

von Flugzeugen mit einem Gewicht von 15 t und einer Geschwindigkeit von 540 km/h auszulegen wären[15]. Inwieweit Tihange 1 hierdurch eine Nachrüstung erfahren hatte ist unbekannt.

In 2009 wurde über eine bevorstehende Schließung dieser Militärbasis berichtet[16]. Der aktuelle Stand hierzu ist nicht bekannt.

Jedoch befindet sich in Bierset-Lüttich, also in einer Entfernung von ca. 30 km vom Standort Tihange, ein großer Fracht- und Passagierflughafen.

Nach den vorliegenden Informationen ist somit davon auszugehen, dass die Anlage Tihange 1 nur über einen konventionellen Schutz gegen Flugzeugabsturz verfügt. Dieser sollte sich auf Abstürze kleiner Sportflugzeuge begrenzen.

Ein Absturz größerer Flugzeuge hätte katastrophale Folge, wie oben bereits angegeben.

2.2 Wesentliche Abweichungen des AKW Tihange 1 im Vergleich mit aktuell geltenden Sicherheitsanforderungen

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

Der Bewertung des Sicherheitsstandes des AKW Tihange 1 sind die Sicherheitsanforderungen zu Grunde zu legen, die dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

Seitens IAEA ist gefordert, dass über die gesamte Betriebsdauer einer kerntechnischen Einrichtung ein Höchstmaß an Sicherheit, das vernünftigerweise erreichbar ist, praktiziert wird[17] /6, dort Sicherheitsprinzip 5/.

---

[15] „At Tihange, as a consequence of the proximity of the Bierset military base, it was also verified that the structures having to withstand an aircraft crash were likewise able to stand up to the impact of a fighter aircraft weighing around 15 t and travelling at 540 km/h.” /70/

[16] https://brf.be/national/72088/

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

Im internationalen Rahmen sind von der IAEA[18] die „IAEA Safety Standard Series“[19] 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[20] an die IAEA Mitgliedstaaten anzusehen und stellen den internationalen Konsens zu Anforderungen an die Sicherheit von AKW dar.

Im europäischen Rahmen sind von WENRA[21] die „WENRA Safety Issues“ /7/ 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 /8/ werden demgemäß die „WENRA Safety Issues“ /7/ als Bezugsmaß für den zu gewährleistenden Stand der Sicherheit von AKW und dessen regelmäßiger Bewertung erläutert[22], wie auch von ENSREG[23] beschrieben.

Inhaltlich untersetzt sind die „WENRA Safety Issues“ durch die sog. WENRA Reference Level (WENRA Ref.-Level)[24] /7/.

In der EU Sicherheitsdirektive /8/ wird als Ziel der nuklearen Sicherheit für kerntechnische Anlagen formuliert, dass „kerntechnische Anlagen mit dem Ziel ausgelegt, errichtet,

---

[18] IAEA-International Atomic Energy Agency

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

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

[21] WENRA-Western European Nuclear Regulators Association

[22] /8/, 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.“)

[23] 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)

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

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

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

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

Dieses grundlegende Sicherheitsziel hinsichtlich der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit gilt nach /10/ generell für die in Errichtung befindlichen AKW. In Bezug auf bestehende AKW gelten die zur Erreichung dieses Ziels maßgeblichen Anforderungen als Prüfmaßstab und somit als Maßstab für entsprechende Nachrüstungen[25]. Dies ist auch in Übereinstimmung mit der „Vienna Declaration on Nuclear Safety“ der IAEA, die in 2015 veröffentlicht[26] wurde /9/.

Mit der Frage der praktischen Anwendung dieses Prüfmaßstabes auf bestehende AKW hat man sich intensiv bei WENRA befasst. 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” /11/[27]. Demnach sind bei den sich in Betrieb befindlichen AKW solche Bewertungsmaßstäbe anzuwenden, die jeweils dem aktuellsten Stand entsprechen. Hierzu sind eben auch die in Bild 4 angegebenen „modern standards including new reactors“ zu zählen. Für die in Betrieb befindlichen AKW besteht somit die Aufgabe, demgegenüber gegebenenfalls vorhandene Abweichungen festzustellen sowie zu deren Beseitigung entsprechende Nachrüstkonzepte zu entwickeln und, soweit angemessen und erreichbar, praktisch umzusetzen.

---

[25] Sh. hierzu in /10/, 2.11; in /8/, Article 8a und Article 8c

[26] “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.” /9/

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

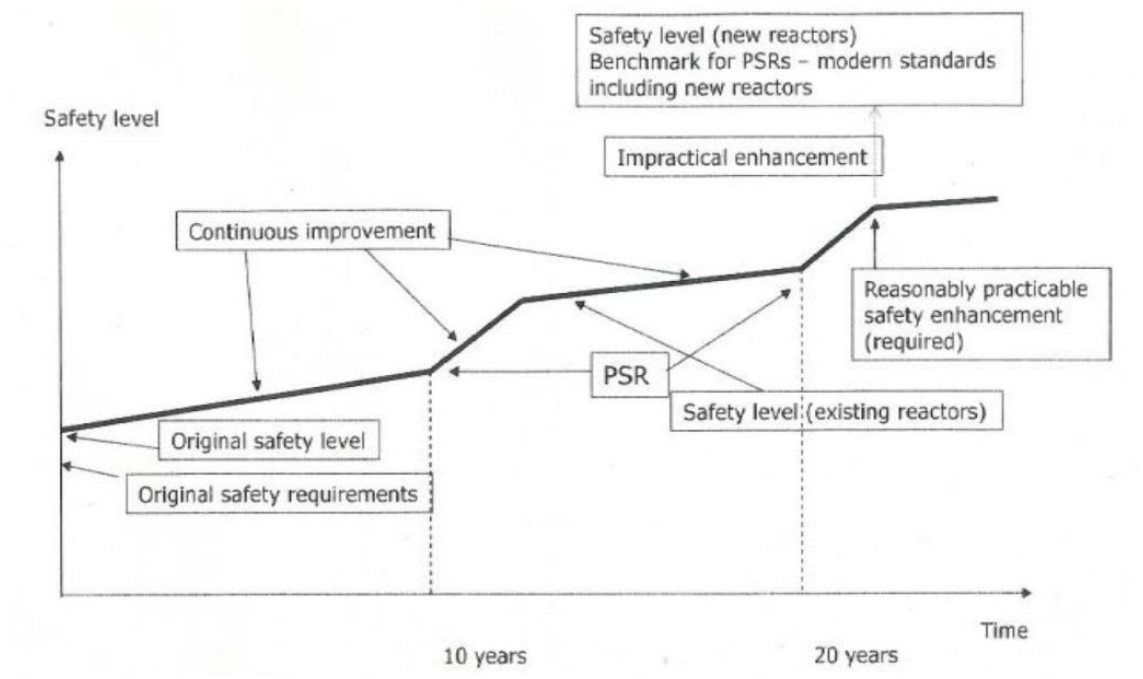


Bild 4: Konzept der kontinuierlichen sicherheitstechnischen Verbesserung bestehender AKW (Bild 1 wurde /11/ entnommen. „PSR“ steht für „Periodic Safety Review“)

In vergleichbarer Weise äußert sich die IAEA in den „Safety Standards Series“[28]. In Bezug auf die Anwendung der aktuell von der IAEA empfohlenen Sicherheitsanforderungen /10/ 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[29], 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.” /10, dort 1.3/.

In der eben zitierten Unterlage von WENRA /11/ wird zur Erläuterung von „reasonably practicable“ ausgeführt:

---

[28] “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.” /10, dort 1.1/

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

„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.”

Im belgischen kerntechnischen Regelwerk /15/ ist hierzu im Artikel 14, der sich mit Anforderungen an die periodische Sicherheitsüberprüfung von AKW befasst, festgelegt, dass diesen Prüfungen u.a. die Entwicklungen in den Normen zur nuklearen Sicherheit, zu Technologien, bei der Forschung und Entwicklung 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;”

Im niederländischen kerntechnischen Regelwerk /19/ findet man hierzu vergleichbare Anforderungen: „The Dutch Safety Requirements (DSR) describe the best technology currently available for new light water power reactors and research reactors. ……. . Where existing reactors are concerned, the Safety Guidelines provide insight into the latest nuclear safety developments and insights to facilitate continuous improvement. Evaluation of a nuclear reactor’s safety in the light of the best technology currently available may warrant action to improve nuclear safety, insofar as such action may reasonably be expected.”

Aus den Darlegungen folgt ganz generell, dass als Maßstäbe für die Bewertung in Betrieb befindlicher AKW, wozu auch das AKW Tihange 1 zu zählen ist, die Sicherheitsanforderungen heranzuziehen sind, die dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

Dem Bewertungsmaßstab zu Grunde zu legende Regeln und Richtlinien.

- Internationaler Stand bei Regeln und Richtlinien

Die IAEA ist Autor und Herausgeber der „IAEA Safety Standards“. Sie reflektieren den internationalen Konsens über die Einhaltung eines hohen Sicherheitsstandards von AKW zum Schutz von Menschen und Umwelt gegen schädliche Effekte durch ionisierende Strahlung. In der Kategorie „Safety Requirements“ der „IAEA Safety Standards“ sind die grundlegenden Anforderungen zusammengefasst, die nach Auffassung der IAEA erfüllt werden müssen, um den Schutz von Menschen und der Umwelt jetzt und in der Zukunft zu sichern.

Das Defence-in-Depth Sicherheitskonzept dient den Safety Standards der IAEA als sicherheitstechnische Grundlage, wobei hier insbesondere die die Auslegung von AKW betreffenden "Specific Safety Requirements, SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design“ von 2016 /10/ in den jeweiligen „shall“-Formulierungen als Bewertungsmaßstab heranzuziehen sind[30].

- Europäischer Stand der Regeln und Richtlinien

Mit Bezug insb. auf die WENRA-Ref. Level /7/ hat die EU die „RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM“ /8/ (EU Sicherheitsdirektive) zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen in Europa veröffentlicht. Die Anforderungen an die Implementierung und den Erhalt des Defence-in-Depth Sicherheitskonzepts bilden in der EU Sicherheitsdirektive einen inhaltlichen Schwerpunkt zur Gewährleistung der Sicherheit von AKW.

In der EU Sicherheitsdirektive /8/ werden die von WENRA entwickelten und nach dem Unfall im japanischen AKW aktualisierten WENRA Ref.-Level /7/ 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.

---

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

Von Bedeutung in Bezug auf die Bestimmung eines Bewertungsmaßstabes sind weiterhin die „European Utility Requirements for LWR nuclear power plants“ (EUR) /12/. Die EUR sind auf Initiative 15 europäischer Stromversorgungsunternehmen als einheitlicher Sicherheitsrahmen für neu zu errichtende AKW entwickelt worden. Im Sinne einer europäischen Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen sollen die EUR sich an den WENRA Safety Objectives orientieren /13/. Die Bedeutung der EUR für bestehende AKW bewertet z.B. die schwedische Betreiberorganisation Vattenfall, die Mitglied der an den EUR beteiligten Stromversorgungsunternehmen ist, in /14/ wie folgt: „The overall objective for the Swedish participation has been to obtain a basis for further development of the safety of the existing plants“.

- Regelungen in Belgien

Für den Beurteilungsgegenstand gelten insbesondere:

  - die in Belgien geltenden Sicherheitsanforderungen /15/
  - Class I Guidance, Guideline on the categorization and assessment of accidental aircraft crashes in the design of new class I nuclear installations /18/
  - Class I Guidances, Guideline on the evaluation of the external flooding hazard for new class I nuclear installations /20/
  - Class I Guidances, Guideline on the evaluation of the seismic hazards for new class I nuclear installations /21/
  - Class I Guidances, Guideline - Safety demonstration of new class I nuclear installations: approach to Defence-in-Depth, radiological safety objectives and the application of a graded approach to external hazards /27/

- Regelungen in weiteren europäischen Ländern. u.a.

- Finnland
  - Safety design of a nuclear power plant (Guide YVL B.1) /17/
  - Provisions For Internal And External Hazards At A Nuclear Facility (Guide YVL B.7) /16/
- Niederlande

  - Safety Guidelines. Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors and DSR /19/

- Deutschland
  - „Sicherheitsanforderungen an KKW“ vom 3. März 2015 /22/
  - Interpretationen zu den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /23/
- Frankreich
  - Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations /24/
  - ASN "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear pressurized water plant units" /25/
  - ASN Guide Nr. 22 „Design Druckwasserreaktoren“ („Conception des réacteurs à eau sous pression“) /26/

2.2.1.1 Anforderungen an das Defence-in-Depth Konzept

In den Anfängen der Kernenergieentwicklung vor mehr als 40 Jahren, dem Zeitpunkt der Auslegung und dem Bau des AKW Tihange 1, wurde der Auslegung von AKW ein Sicherheitskonzept mit zunächst drei Sicherheitsebenen zugrunde gelegt, das letztlich auf die Beherrschung eines abdeckenden „größten anzunehmenden Unfalls (GAU)“ ausgerichtet war:

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

In diesem Sicherheitskonzept sollte gewährleistet sein, dass die für die Nachwärmeabfuhr erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen auch bei Einwirkungen aus sehr seltenen übergreifenden Einwirkungen (z.B. Flugzeugabsturz) funktionsfähig bleiben /28/. Ohne sie jedoch einer spezifischen Sicherheitsebene zuzuordnen wurde bereits damals die Notwendigkeit weiterer über die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle hinausgehender erforderlicher Funktionen zur Wärmeabfuhr und Rückhaltung radioaktiver Stoffe diskutiert. Diese Maßnahmen wurden dann später

einer 4. Sicherheitsebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept („defence-in-depth Konzept“) zugeordnet, die den sog. anlageninternen Notfallschutz zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände umfasst.

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

- die Verbesserung der Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung von Störfällen z.B. durch Sicherstellung der erforderlichen Redundanz auch für den Fall von Instandhaltungen sowie durch Maßnahmen zum Schutz redundanter Sicherheitseinrichtungen gegen den Ausfall aus gemeinsamer Ursache (z.B. anlageninterne Brände oder Überflutungen).
- die Gewährleistung der Wirksamkeit aller Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts für den Fall anlagenexterner übergreifender Einwirkungen wie Erdbeben, Überflutungen, Flugzeugabsturz. Nicht beherrschbare Anlagenzustände sowie daraus resultierende unzulässige radiologische Auswirkungen sollen praktisch ausgeschlossen[31] sein. 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 unzulässiger radiologischer Auswirkungen auch im Falle von Kernschmelzunfällen durch Maßnahmen und Einrichtungen des präventiven und mitigativen anlageninternen Notfallschutzes u.a. zum Ausschluss des Hochdruckversagens des Reaktordruckbehälters unter Bedingungen des Kernschmelzens.

[31] Das Eintreten eines Ereignisses oder Ereignisablaufs oder Zustands kann als ausgeschlossen angesehen werden, wenn das Eintreten physikalisch unmöglich ist oder wenn mit einem hohen Maß an Aussagesicherheit das Eintreten als extrem unwahrscheinlich angesehen werden kann /10/. Wörtlich in /10/: „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.”

Unter Beachtung der aktuellen Erkenntnisse lassen sich die Sicherheitsanforderungen für die in Betrieb befindlichen AKW den folgenden Sicherheitsebenen im Defence-in-Depth Konzept zuordnen (Bild 5):

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 5: Sicherheitsebenen im Defence-in Depth Konzept für in Betrieb befindliche Anlagen /29/

In der weiteren Entwicklung des Defence-in-Depth Konzeptes sind die bisher der 4. Sicherheitsebene zugeordneten Anlagenzustände mit dem Ziel der Erhöhung der Anlagensicherheit weiter konkretisiert worden. Es sind die Zustände, die sich aus einem (angenommenen) Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen entwickeln würden, der Sicherheitsebene 3 (3b) zugeordnet worden. Die nicht ausschließbaren Kernschmelzzustände verbleiben auf der Sicherheitsebene 4 (Bild 6).

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 (1) 3.a	Control of accident to limit radiological releases and prevent escalation to core melt conditions (2)	Reactor protection system, safety systems, accident procedures	No off-site radiological impact or only minor radiological impact (4)	Postulated single initiating events
Level 3 (1) 3.b		Additional safety features(3), accident procedures		Postulated multiple failure events
Level 4	Control of accidents with core melt to limit off-site releases	Complementary safety features(3) 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(5)	-

Bild 6 Sicherheitsebenen im Defence-in Depth Konzept nach Stand von Wissenschat und Technik, zur realisieren bei den in Bau befindlichen Anlagen /29/ (Übersicht über die Fußnoten siehe Anhang 2)

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

Die Sicherheitsebene 3 dient der von anderen Sicherheitsebenen unabhängigen Beherrschung der der Auslegung zugrunde zu legenden Störfälle[32] und bildet die wesentliche Grundlage des praktischen Ausschlusses von nuklearen Schäden. Der praktische Ausschluss ist u.a. durch diversitäre, redundante, qualitativ hochwertige und wiederkehrend geprüfte Sicherheitsvorkehrungen unzweifelhaft zu gewährleisten.

In der 4. Sichersicherheitsebene 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 /8/, 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.

Diesen internationalen Empfehlungen nach Implementierung und Nachweis eines Defence-in-Depth Konzeptes bei den bestehenden AKW wird in den nationalen Regelungen zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit gefolgt: In Belgien wird dies gefordert in /15/ und /27/, in Finnland in /17/, in den Niederlanden in /19/, in Deutschland in /12/ und in Frankreich in /24/.

2.2.1.2 Sicherheitsanforderungen in Bezug auf den Schutz gegen externe Einwirkungen

Externe (naturbedingte und zivilisationsbedingte) Einwirkungen sind sowohl bei der Auslegung von Sicherheitseinrichtungen von AKW als auch als mögliche Auslöser für Störfälle zu berücksichtigen. Entsprechende Anforderungen sind in den Safety Standards

[32] Das Vorgehen zur Feststellung der der Auslegung von AKW zu Grunde zu legenden Störfälle ist von der IAEA in den Specific Safety Requirements SSR-2/1 /10/, hier in den Requirements 16 und 19, umfassend beschrieben. Siehe hierzu auch WENRA Ref.-Level /7/, Issue E.

der IAEA in /10, 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 /30/[33]. Speziell in Bezug auf die Auslegung gegen naturbedingte Einwirkungen ist in /10/ gefordert, dass cliff-edge[34] Effekte ausgeschlossen sein sollen[35].

In Übereinstimmung mit den Empfehlungen der IAEA fordert WENRA im Ref.-Level E5.2 die Berücksichtigung anlagenexterner Einwirkungen bei der Auslegung von AKW. Nach WENRA Ref.-Level F2.2 sollen auch auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen in die Betrachtungen einbezogen werden. In Ref.-Level F3.1 ist gefordert, dass solche Sicherheiten in Bezug auf die Auslegung gegen externe Einwirkungen vorhanden sein müssen, dass „cliff-edge“ Effekte ausgeschlossen werden können. Ähnlich gelagerte Anforderungen in Bezug auf die Einwirkung „Erdbeben“ enthalten auch die EUR /12, dort 2.1.5.3.1/.

In Belgien sind im Regelwerk /15, Artikel 20.3/, /27/ 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 (siehe auch /21/) und Überflutungen (siehe auch /20/), aber auch der Flugzeugabsturz: „- les inondations externes, - les séismes, ainsi que les événements résultant d'activités humaines tels que : - les chutes d'aéronefs“. Spezifische Anforderungen an die Berücksichtigung von Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz für neu zu errichtende Anlagen sind in einer spezifischen Richtlinie geregelt /18/.

In den Niederlanden wird ebenfalls ein Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen gefordert: „Concept of protection against internal and external hazards“ /19, Artikel 2.5). Im Anhang 2 dieser Regel („Requirements for provisions and protection against hazards“)

---

[33] In /30/ 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.

[34] Erläuterung des Begriffes „cliff-edge“ unter Fußnote 51

[35] 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. /10/

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.

Die hierzu in Deutschland geltenden Anforderungen /22/ sind vergleichbar mit denen in den Niederlanden.

In Finnland ist für AKW ein umfassendes Schutzkonzept gegen externe Einwirkungen, speziell auch für den Fall eines Flugzeugabsturzes, gefordert /17, Kapitel 603, 4. d. und e./.

In Frankreich gelten generelle Anforderungen hinsichtlich der Berücksichtigung externer Einwirkungen beim Nachweis der Sicherheit von AKW /24, Article 3.6/ sowie in /25/ und /26/.

- **Naturbedingte Einwirkungen**

Übergreifende Aspekte

Die grundlegenden Anforderungen an die Berücksichtigung naturbedingter Einwirkungen in Bezug auf die Sicherheit von AKW sind in den IAEA Specific Safety Guides hinsichtlich Erdbeben im SSG-9 /25/ sowie zur Überflutung im SSG-18 /32/ beschrieben. Im IAEA SSG 18 /32/ wird u.a. in 2.18 auch auf die Möglichkeit signifikanter klimatischer Veränderungen im Bereich des AKW Standortes sowie auf die Notwendigkeit deren Berücksichtigung bei der Bewertung der Anlagensicherheit hingewiesen[36].

Im WENRA Ref.-Level T4.2 /7/ ist konkret gefordert, dass AKW gegen Einwirkungen wie Erdbeben oder Überflutung mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr ausgelegt sein sollen.[37] Sofern sich z.B. erdbebenbedingte Einwirkungen in diesem

---

[36] 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. /32/

[37] T4.2 The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to natural hazards. A common target value of frequency, not higher than 10–4 per annum, shall be used for each design basis event. Where it is not possible to calculate these probabilities with an acceptable degree of certainty, an event shall be chosen and justified to reach an equivalent level of safety. For the specific case of seismic loading, as a minimum, a horizontal peak ground acceleration

Häufigkeitsbereich nicht mit hinreichender Aussagezuverlässigkeit ermitteln lassen, sollte mit ingenieurmäßigen Bewertungen deterministisch eine sichere Ereignisbeherrschung sowie eine hohe Robustheit ausgewiesen werden. Im Minimum solle dabei die Bodenbeschleunigung des Bemessungserdbebens 0,1g nicht unterschreiten, wobei die Standortgegebenheiten zu berücksichtigen sind.

Um die Anforderung an die Bewertung der Unsicherheiten zu erfüllen, ist eine systematische Erfassung der aleatorischen[38] und epistemischen[39] Unsicherheiten in allen relevanten Schritten der Gefährdungsanalyse erforderlich. Insbesondere ist hierfür die Zuverlässigkeit der Datengrundlage zu diskutieren (hinsichtlich der Bewertung von Unsicherheiten bei der Ermittlung von hydrologischen und meteorologischen Einwirkungen siehe bspw. Specific Safety Guide SSG-18 der IAEA /32, dort 2.34/). Im WENRA Ref.-Level T3.3 /7/ werden in diesem Zusammenhang folgende Anforderungen an die durchzuführende standortbezogene Gefährdungsanalyse gestellt: „The methods and assumptions used shall be justified. Uncertainties affecting the results of the hazard assessments shall be evaluated."

Im Hinblick auf die Festlegung des Bemessungsereignisses für die jeweils zu berücksichtigende Einwirkung wird im WENRA Ref.-Level T4.3 /7/ auch ein Vergleich des ermittelten Bemessungsereignisses mit historischen Ereignissen gefordert: „The design basis events shall be compared to relevant historical data to verify that historical extreme events are enveloped by the design basis with a sufficient margin."

In WENRA ist angegeben, dass alle Maßnahmen und Einrichtungen, die zur Erfüllung der grundlegenden („fundamental") Sicherheitsfunktionen erforderlich sind, gegen externe Einwirkungen auszulegen sind. Konkret sind gemäß WENRA Ref.-Level E8.3 /7/ zur Ereignisbeherrschung nur solche Maßnahmen und Einrichtungen zu belasten, die nach den Anforderungen des WENRA Safety Issue G /7/ entsprechend qualifiziert sind. In Bezug auf nichtqualifizierte Maßnahmen und Einrichtungen ist zu gewährleisten, dass dadurch keine negative Einwirkungen auf den Ereignisverlauf verursacht werden können

value of 0.1g (where 'g' is the acceleration due to gravity) shall be applied, even if its exceedance frequency would be below the common target value. /7/

[38] Aleatorisch-vom Zufall abhängige

[39] Epistemisch-erkenntnistheoretisch bedingte

(sh. hierzu WENRA Ref.-Level T5.4[40]/7/). Insofern sind nicht oder nicht ausreichend gegen die genannten Einwirkungen ausgelegte Maßnahmen und Einrichtungen im Rahmen erforderlicher Nachweisführungen als ausgefallen zu betrachten.

Nach WENRA Ref-Level T6.1 /7/ ist darüber hinaus die Analyse auslegungsüberschreitender anlagenexterner Einwirkungen gefordert.

Spezifische Anforderungen - Erdbeben

In Bezug auf die Auslegung gegen Erdbeben wird nach WENRA Ref.- Level T4.2 /7/ gefordert: „The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to natural hazards. A common target value of frequency, not higher than 10^{-4} per annum, shall be used for each design basis event“.

Nach den EUR /6, dort 2.4.1.2.1/ soll ein AKW so ausgelegt sein, dass es ein sog. „Design Basis Earthquake“ (DBE)[41] beherrscht.

In Belgien wird für den Fall neuer Genehmigungen in Übereinstimmung mit WENRA gefordert: „A uniform hazard response spectrum (UHRS) …… is derived for the 10^{-4} mean annual hazard exceedance frequency“ /31/

In Deutschland gelten hingegen weitergehende Anforderungen: „Die zugehörigen seismischen Einwirkungen dürfen jeweils für den 50-%-Fraktilwert angegeben werden, wenn die Überschreitenswahrscheinlichkeit der Kenngrößen des Bemessungserdbebens bei 10^{-5}/a liegt.“ /34/

---

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

[41] In den EU-Requirements /12, 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.”

In Frankreich gelten in Bezug auf die Anforderungen zum Schutz von AKW gegen die Lasten aus Erdbeben aktuell die Anforderungen aus der Fundamental safety rule n°2001-01 /35/. Demnach baut das deterministisch geprägte französische Schutzkonzept gegen Lasten aus Erdbeben auf ein sog. „“Maximum Historically Probable Earthquakes" (Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables - SMHV) considered to be the most penalising earthquakes liable to occur over a period comparable to the historical period, or about 1000 years.” /35, 36, 37/[42] auf. Davon ausgehend wird ein sog. "Safe Shutdown Earthquakes" (Séismes Majorés de Sécurité - SMS[43]) /35/ bestimmt. Dabei kommt eine einfache Gleichung unter Bezugnahme auf die standortbezogene Erdbeben-Intensität I zur Anwendung :

$$I\,(SMS) = I\,(SMHV)+1$$ [44]

Das nach /35/ im Minimum festgelegte seismische Level liegt bei 0,1g[45] [46] /37/.

Spezifische Anforderungen – Überflutung

Im WENRA Ref.-Level T4.2 /7/ ist gefordert, dass AKW gegen Einwirkungen wie Erdbeben oder Überflutung mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr ausgelegt sein sollen.

Nach den EUR /12, dort 2.1.5.3.3/ ist als Zielsetzung in Bezug auf den Schutz gegen Überflutung angegeben: „Safety Category I Structures and Equipment[47] shall be protected from flood damage by suitable building levels and leak tightness, sea or river flood

---

[42] Allerdings soll nach /39, 3.3.3.2.7/ für naturbedingte Einwirkungen eine Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr gelten, für Einwirkungen aus Erdbeben gilt jedoch ein deterministischer Ansatz /39, 3.3.3.2.9)/

[43] “Definition of a "Safe Shutdown Earthquakes“ (SMS) to account for uncertainty on the definition of MPHE, which may be completed by paleoseismological evidences.” /38/

[44] “A one-degree increase in intensity corresponds to an increase in magnitude conventionally set at 0.5.” /38/

[45] “The spectrum adopted by the licensee for sizing its installation may not be less than a minimum fixed spectrum with acceleration at 0.1 g and infinite frequency.” /38/

[46] Siehe auch /39/, dort 3.3.3.2.9

[47] “Safety Category I Structures or Equipment
Structures or equipment that perform Safety Functions whose highest level is F1A or F1B (The plant specific Safety Functions) are classified either in Level F1A, F1B, or F2”. /12/

defences, site drains and entrance threshold levels. Safety Category II Structures and Equipment[48] shall be protected to the extent required to fulfil their safety role."

In Belgien gilt die Regel "Guideline on the evaluation of the external flooding hazard for new class I nuclear installations" /20/. Es wird dort u.a. gefordert: "The annual exceedance frequency of each of the EFL-1[49] scenarios should not be higher than 10^{-4}/year."

In Deutschland gilt nach KTA 2207 /41/: „Für Binnenstandorte ist als Ausgangsgröße zur Ermittlung des Bemessungswasserstandes ein Hochwasserabfluss im Gewässer mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} /a anzusetzen."

In Frankreich gilt in Bezug auf das Schutzkonzept gegen Überflutung der ASN Guide GUIDE N° 13 in der Version of 08/01/2013 /42/. In Bezug auf Überschwemmungen von AKW Standorten im Bereich von Flüssen ist als Reference in /42/ definiert: „The reference flow rate corresponds to the peak flow rate associated with the thousand-year return period flood, taking the upper bound of the 70% confidence interval, and increased by 15%."[50]

Zusammenfassung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich des Standes von WuT – naturbedingte Einwirkungen:

- Gemäß WENRA Ref.-Level T4.2 /3/ sind kerntechnische Anlagen gegen naturbedingte Einwirkungen (wie Erdbeben, Überflutung) mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr (und geringer) auszulegen. Das ermittelte Bemessungsereignis soll mit historischen Ereignissen abgeglichen werden.
- Bei der Ermittlung anlagenexterner Einwirkungen mittels standortspezifischer Gefährdungsanalysen sind alle Unsicherheiten einzubeziehen.

[48] "Safety Category II Structures or Equipment
Structures or equipment that perform Safety Functions whose highest level is F2." /12/

[49] EFL – external flooding, Level 1

[50] "The reference level is the maximum level on the site resulting from the reference flow rate. In some particular site configurations, a higher water level can be reached with a lower flow rate than the reference flow rate; in such cases the reference level is the level corresponding to this lower flow rate." /42/

- Die Robustheit des AKW soll auch für auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen gezeigt werden. „Cliff-edge“ Effekte[51] sind auszuschließen.

- **Zivilisationsbedingte Einwirkungen: Flugzeugabsturz**

Gemäß WENRA Ref.-Level E5.2 /7/ ist die Sicherheit der Anlage in Ergänzung zu den naturbedingten übergreifenden Einwirkungen auch gegen zivilisationsbedingte Einwirkungen zu gewährleisten. Zu den zivilisationsbedingten Einwirkungen zählen u.a. der unfallbedingte Flugzeugabsturz (im Folgenden als Flugzeugabsturz bezeichnet). Im WENRA Ref.-Level F4.7 ist weiterhin gefordert, dass die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementbecken auch für den Fall auslegungsüberschreitender externer Einwirkungen möglich sein muss. Konkrete Lastannahmen in Bezug auf den Flugzeugabsturz sind in den WENRA Ref.-Level nicht explizit dargelegt.

In Belgien gilt die Regel „Guideline on the categorization and assessment of accidental aircraft crashes in the design of new class I nuclear installations” /18/. Danach werden drei Typen von Flugzeugen für die Auslegung bzw. die Bewertung der Anlagen herangezogen:

„Aircrafts should be categorized in one of the following three categories:

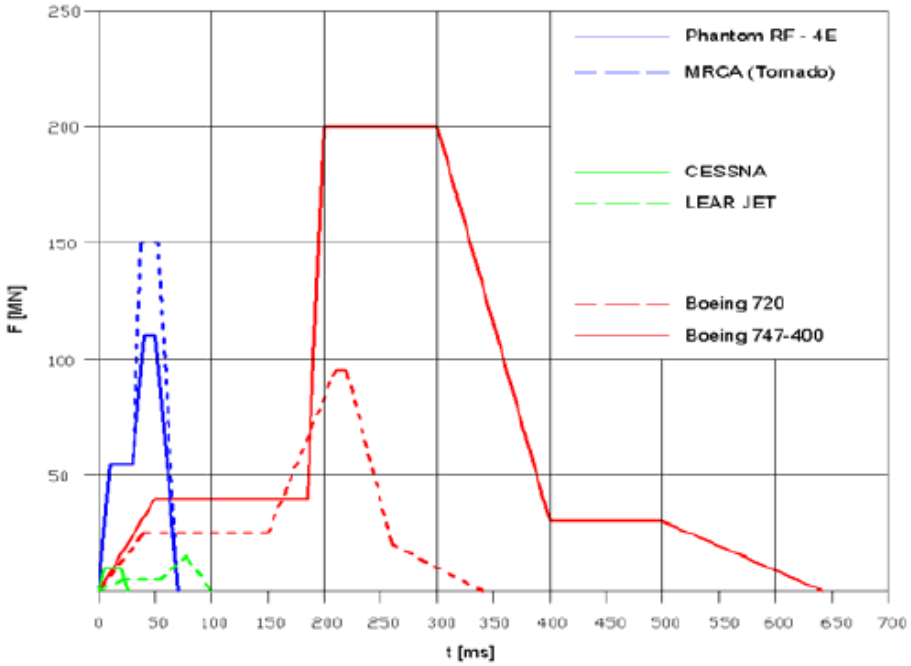
- General aircraft: local air traffic with masses up to 5.7 tons (maximum take-off weight) such as aircraft for leisure, helicopters and small civil aircrafts;
- Large-commercial aircraft: other civil aircraft notably medium and large civil aircraft for national and international commercial flights;
- Military aircraft: all military aircrafts.”

Dies entspricht dem französischen Ansatz. Nach /43, 44, 45/ sollen französische AKW durch baulichen Schutz gegen Einwirkungen aus dem Absturz kleinerer Flugzeuge (Cessna 210 oder Lear Jet 23), eines militärischen Jagdflugzeuges vom Typ Phantom IV oder

[51] “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.” /10/

eines Großraumflugzeuges geschützt sein. Die diesbezüglichen unterschiedlichen Last-Zeit-Funktionen sind in /18/ erläutert und hier in Bild 7 dargestellt.

Das in /43/ angegebene Vorgehen zur Ermittlung einer standortspezifischen Gefährdung durch Flugzeugabsturz ist mit dem in den EUR /12, 2.1.7.6.8/ beschriebenen Ansatz prinzipiell vergleichbar.



- Bild 7: Last-Zeit Funktionen für verschiedene Flugzeugtypen /18/

Die aktuell in Frankreich geltenden Anforderungen an die Auslegung des EPR[52] gegen Flugzeugabsturz sind in /25/ angegeben. Die dabei heranzuziehenden Last-Zeit-Diagramme sind in Bild 8 aufgeführt.

Die unterschiedlichen Ansätze zur Auslegung gegen Flugzeugabsturz bei den bestehenden AKW in Frankreich und dem EPR lassen sich nach /45/ wie folgt darstellen:

“The RFS (RFS-I.2.a. du 05/08/1980) /46/ requires an assessment of the frequency of damage to the three main safety functions, for two types of airplanes (Cessna 210 and

[52] EPR – European Pressurized Reactor

Learjet 23) of the general aircraft traffic. Protection is considered as acceptable if the frequency is lower than a determined value, which is a probabilistic objective.

The Technical Guidelines /25/ require a deterministic approach, based on load-time diagrams C1 and C2 representing the crash of a military airplane. The Reactor Building, the Fuel Building and some auxiliary buildings[53] shall be designed against these load cases."

Im jüngst veröffentlichten ASN Guide de l'ASN n°22 /26/ wird keine weitere Präzisierung von Lastannahmen bei Flugzeugabsturz gegenüber RFS-I.2.a. du 05/08/1980 /46/ vorgenommen.

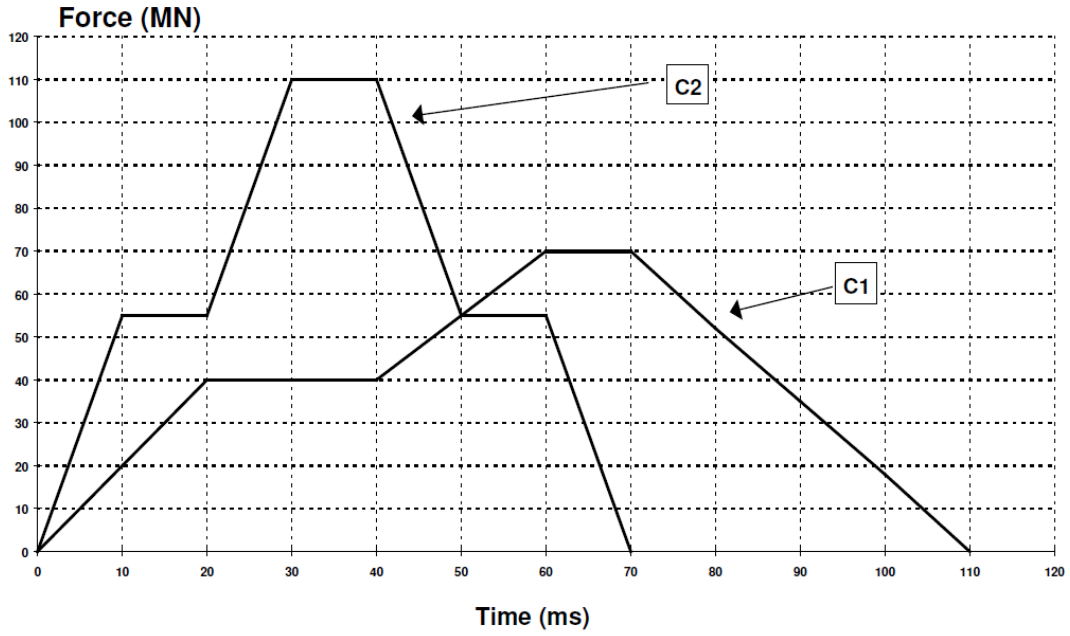


Bild 8: Last-Zeit Funktion[54] nach /25/

[53] Siehe hierzu konkrete Ausführungen in /47/

[54] 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. /25/ und Anhang 1.

In Deutschland sind die Anforderungen bezüglich der Auslegung von AKW gegen Flugzeugabsturz in den „Sicherheitsanforderungen an Kernraftwerke“ /22/, dort Anhang 3, 4.2.2.1, beschrieben.

Zusammenfassung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich des Standes von WuT – zivilisationsbedingte Einwirkungen: Flugzeugabsturz

- Für den Nachweis der Sicherheit von AKW gegen unfallbedingten Flugzeugabsturz sind nach Stand von Wissenschaft und Technik in Belgien die diesbezüglichen Anforderungen in /18/ repräsentativ.
- Für den Fall, dass sich der Nachweis der Sicherheit gegen Flugzeugabsturz auf einer standortspezifisch begründeten Analyse der Absturzhäufigkeit begründet, ist die Aktualität der diesbezüglichen Gefährdungsanalyse sicherzustellen.
- Die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementbecken muss auch für den Fall eines auslegungsüberschreitenden Flugzeugabsturzes möglich sein.

2.2.1.3 Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 3

- Anforderungen bezüglich des Einzelfehlerkonzepts[55]

Das Einzelfehlerkriterium[56] ist als Requirement 25 in den IAEA Specific Requirements /10/ angegeben. Eine konkrete Anforderung in Bezug auf Einhaltung des Einzelfehlerkonzepts auch bei Instandhaltungsmaßnahmen an Sicherheitssystemen (Einrichtungen

[55] Einzelfehlerkonzept: Konzept der abhängig von den Sicherheitsebenen zu unterstellenden Kombination von Ausfallannahmen infolge eines aktiven oder passiven Einzelfehlers und Instandhaltungsvorgängen.

[56] “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.” /10/

der Sicherheitsebene 3) während des Betriebes eines AKW findet man in /10/ nicht. Jedoch ist in 5.46 von /10/ gefordert, dass die Zuverlässigkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion unter solchen Betriebsbedingungen nicht signifikant beeinträchtigt sein darf[57].

In Bezug auf die Gewährleistung des Einzelfehlerkriteriums während Instandhaltungsmaßnahmen („Einzelfehlerkonzept“) im laufenden Betrieb enthält der IAEA Safety Guide bezüglich des Notkühlsystems /48/ hierzu die folgende Regelung /48, in 4.73/: „If it is intended to perform maintenance of components of the emergency core cooling system during plant operation, the emergency core cooling system should be so designed that no single failure, even during such maintenance, could prevent the fulfilment of its intended safety functions.” Diese Regelung ist zwar als “should” formuliert, weist aber darauf hin, dass die Notwendigkeit der Einhaltung des Einzelfehlerkriteriums am Notkühlsystem während einer Instandhaltung im laufenden Betrieb gesehen wird. Ähnlich gelagerte Anforderungen findet man bei der IAEA in Bezug auf das Reaktorschutzsystem /49/.

Im Prinzip gilt die Forderung nach einzelfehlerfester Auslegung auch für passive Anlagenteile[58]. Das Ziel besteht darin, dass es als Folge eines zu unterstellenden passiven Einzelfehlers zu keinem redundanzübergreifenden Versagen von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen kommt. Nach /10, dort 5.40/ muss der Einzelfehler an einer passiven Komponente dann nicht unterstellt werden wenn nachgewiesen werden kann,

---

[57] “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……” /10/

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

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

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

c) Any component that is not a passive component is an active component.” /51/

dass der Ausfall der betroffenen Einrichtung unter Störfallbedingungen sehr unwahrscheinlich ist.[59]

Seitens WENRA /7/ 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 /7/ 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 /7/ jedoch nur auf das Reaktorschutzsystem („Reactor protection system“).

In den EUR /13, 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.[60] Dies trifft auch auf die in Deutschland geltenden Anforderungen zu /22, 23/.Im finnischen Regelwerk /17/ 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.“

---

[59] “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.” /10/

[60] “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.” /13/

Die Anforderungen im belgischen Regelwerk /15/ 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. »

Im niederländischem Regelwerk /19/ sind ebenfalls Anforderungen an die redundante Ausführung von Sicherheitssysteme angegeben, dort insbesondere in Kapitel 3.1(9):

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

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

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

Im deutschen kerntechnischen Regelwerk /22/ sind die Anforderungen an das Einzelfehlerkonzept in 3.1(7) und Anhang 4 umfassend angegeben, und sind mit den Anforderungen im niederländischen Regelwerk /19/ vergleichbar.

Auch in den französischen Regeln /24, Article 3.1/ wird die redundante Ausführung von Sicherheitseinrichtungen als notwendig zur Erzielung einer hohen Zuverlässigkeit beschrieben. In /25, C.2.1/ wird ergänzend gefordert, dass für sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen das Einzelfehlerkriterium auch im Falle von Instandhaltungsmaßnahmen

während des Betriebes des AKW gewährleistet sein muss. ASN verweist in diesem Zusammenhang auf die 4-Strängigkeit der Sicherheitssysteme für den EPR /50/.

Zusammenfassung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich des Standes von WuT – Einzelfehlerkonzept:

- Einrichtungen zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sind grundsätzlich so redundant auszuführen, dass die zur Ereignisbeherrschung erforderlichen Sicherheitsfunktionen auch dann ausreichend wirksam sind, wenn im Anforderungsfall
  - ein Einzelfehler in einer Sicherheitseinrichtung infolge eines zufälligen Ausfalls auftritt und
  - gleichzeitig eine in Kombination mit dem Einzelfehler wirkende Unverfügbarkeit in einer Sicherheitseinrichtung infolge von Instandhaltungsmaßnahmen vorliegt[61].
- Die Gleichzeitigkeit von Einzelfehler und Instandhaltungsfall wäre dann nicht zu unterstellen, wenn nachgewiesen ist, dass Instandhaltungsmaßnahmen an Sicherheitssystemen während des Betriebes eines AKW zu keiner signifikanten Beeinträchtigung der Zuverlässigkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion unter solchen Betriebsbedingungen führen.
- Der Einzelfehler ist grundsätzlich auch auf passive Komponenten anzuwenden. Das Versagen passiver Anlagenteile im Rahmen des Einzelfehlerkonzepts ist jedoch dann nicht zu unterstellen, wenn bei Auslegung, Bau und Betrieb die erforderlichen Qualitätsanforderungen eingehalten und nachgewiesen sind.

- Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache

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

In Anlehnung an /52/ können drei grundsätzlich verschiedene Arten von Ausfällen aufgrund gemeinsamer Ursache unterschieden werden:

- Ausfälle aufgrund einer gemeinsamen äußeren Ursache (übergreifende interne[62] oder externe[63] Einwirkungen),
- Ausfälle aufgrund funktionaler Abhängigkeiten der Komponenten (z.B. ein gemeinsamer Wasservorratsbehälter für ansonsten zwei unabhängige Systeme),
- Ausfälle aufgrund einer - den Komponenten innewohnenden - gemeinsamen Ursache (GVA).

Seitens der IAEA ist das Erfordernis hinsichtlich eines Schutzkonzeptes gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache im Requirement 24[64] der IAEA Specific Safety Requirements /10/ beschrieben.

Wesentliche Inhalte des Schutzkonzeptes sind bestimmt durch Anforderungen an

- Redundanz,
- Diversität,
- Räumlicher Trennung und
- Funktioneller Unabhängigkeit.

In Kapitel 6.19[65] von Requirement 52 /10/ sind in Bezug auf die Notkühlung des Reaktorkerns u.a. Anforderungen an eine erforderliche Redundanz und Diversität beschrieben.

---

[62] z.B. Interne Brände, interne Überflutungen

[63] z.B. Erdbeben, Überflutungen

[64] “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.” /10/

[65] “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.” /10/

In Kapitel 6.34[66] von Requirement 62 /10/ sind die Anforderungen hinsichtlich der diversitären Ausbildung der sicherheitsrelevanten Leittechnik („I&C“) angegeben.

Mit dem Requirement 27 /10/ werden im Kapitel 5.42[67] die Anforderungen an die Hilfs- und Versorgungseinrichtungen für die zu unterstützenden Sicherheitseinrichtungen angegeben. Demnach muss die Redundanz, Diversität und Unabhängigkeit dieser Systeme in einem solchen Umfange festgelegt sein, dass die Funktion der entsprechenden Sicherheitseinrichtung im Anforderungsfall vollumfänglich sichergestellt ist.

Konkreter sind die Empfehlungen in /49/ zur I&C gefasst:

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

In WENRA /7/ werden die Anforderungen in Bezug des Schutzes gegen GVA demgegenüber eher kompakter aufgelistet (Ref.-Level E9.4, E9.5):

- E9.4 The reliability of the systems shall be achieved by an appropriate choice of measures including the use of proven components, redundancy, diversity, physical and functional separation and isolation.
- E9.5 For sites with multiple units, appropriate independence between them shall be ensured[68].

In den EUR /13/ sind die Anforderungen zum Schutzkonzept gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache in 2.1.6.2.2 umfassend und konkret erläutert.

---

[66] “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.” /10/

[67] “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.” /10/

[68] “The possibility of one unit supporting another could be considered as far as this is not detrimental for safety.” /7/

In Finnland ist gefordert /17/, dass “common cause failures shall only have minor impacts on plant safety”.

Im niederländischen Regelwerk /19/, wie auch im deutschen kerntechnischen Regelwerk /22/, ist gefordert, dass durch die Auslegung erreicht werden muß, dass Ausfälle von Sicherheitseinrichtungen durch common cause Fehler praktisch ausgeschlossen sein müssen[69].

Eher übergeordnet sind in /24/ in Frankreich die Anforderungen an den Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache geregelt. Es heisst in Article 3.1: „Application of the principle of defence in depth is based chiefly on: “…… a cautious design approach, integrating design margins and wherever necessary introducing adequate redundancy, diversification and physical separation of the elements important for protection that fulfil functions necessary for the demonstration of nuclear safety, to obtain a high level of reliability and guarantee the functions mentioned in the preceding paragraph.”

Die Anforderungen an den Schutz gegen Ausfall aus gemeinsamer Ursache in /25/ betreffen auch sicherheitstechnisch wichtige Komponenten wie Rohrleitungen, Pumpen, Ventile usw. In F1.2.1 /25/ wird hierzu gefordert: „The design and layout of pipes, vessels, tanks, pumps and valves shall be based as far as possible on the principle of physical or spatial separation in order to prevent the worsening of an initial event, assuming notably an aggravating failure consistently with the rules applied for the reference transients, incidents and accidents, and to avoid common cause failures in systems necessary to reach and maintain a safe shutdown state.”

Im Kapitel G.3 /25/ sind Anforderungen an die Gewährleistung der Unabhängigkeit der Funktionen der I&C Einrichtungen angegeben: „Likewise, independence has to be demonstrated for redundant equipment provided to meet the single failure criterion as well as maintenance and separation (for protection against internal hazards) requirements ; F1 functions should be able of complying with the single failure criterion during

[69] 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./19/

maintenance or periodic test conditions. Independence must be justified by provisions such as segregation, isolation, autonomy, diversification."

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

  - Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt so aufzustellen oder so zu schützen sind, dass ein redundanzübergreifender Ausfall im Falle interner oder externer übergreifender Einwirkungen verhindert wird.

- Ein Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen auf der Sicherheitsebene 3 muss ausgeschlossen sein. Redundante Sicherheitseinrichtungen, bei denen Möglichkeiten für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache identifiziert sind, sind dazu, soweit technisch sinnvoll, diversitär auszuführen.

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

- Anforderungen bezüglich der Auslegung hinsichtlich Unabhängigkeit und Entmaschung

Von grundlegender Bedeutung für die Sicherheit eines AKW ist das Gestaffelte Sicherheitskonzept (Defence-in-Depth Konzept), dessen verschiedenen Ebenen unabhängig voneinander wirken sollen /10, dort Requirement 7/. In 2.13 von /10/ wird hierzu ausgeführt: „ If one level of protection or barrier were to fail, the subsequent level or barrier would be available.... The independent effectiveness of the different levels of defence is a necessary element of defence in depth".

In Bezug auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (Sicherheitssysteme) ist gemäß Requirement 21 /10/ die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen oder von Redundanten eines Sicherheitssystems gefordert[70]. Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitssysteme /10, dort 5.42 und 5.43/[71].

---

[70] "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." /10/

[71] "5.42. The reliability, redundancy, diversity and independence of support service systems and the provision of features for their isolation and for testing their functional capability shall be commensurate with the significance to safety of the system being supported.
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." /10/

Weiterhin ist in /10, 4.10/[72] gefordert, dass für den Betrieb eines AKW immer alle Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts verfügbar sein müssen.

Nach /10, 2.13/ gelten auf den verschiedenen Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts unterschiedliche Zuverlässigkeitsanforderungen für die jeweiligen Einrichtungen und Maßnahmen, die zur Erreichung der definierten Ziele erforderlich sind. Die diesbezüglichen Anforderungen für die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 sind gegenüber der Sicherheitsebene 3 abgemindert. Insofern dürfen Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.

Unabhängigkeit im Reaktorschutz und bei der Wärmeabfuhr wird ebenfalls bei WENRA gefordert /7/[73].

In den EUR /13/ sind die Anforderungen an die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen detailliert und umfassend geregelt /13, dort 2.1.6.2.2.2/[74]. Die Vorkehrungen zur Sicherstellung der Unabhängigkeit sind ebenso umfassend und detailliert als Forderungskatalog aufgelistet:

- /13/ “2.1. 6.2.2.3 Functional Isolation
  Functional Isolation shall be used to reduce the likelihood of adverse interaction between equipment and components of redundant or connected systems resulting from normal or abnormal operation or failure of any component in the systems.
  Interference between the Protection Systems and the control systems shall be

[72] “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.” /10/

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

[74] “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.” /13/

prevented by avoiding interconnections or by suitable Functional Isolation. If signals are used in common by both the Protection Systems and any control system, appropriate Physical Separation shall be ensured and it shall be demonstrated that all safety requirements for Protection Systems are met."

- /13/ "2.1. 6.2.2.4 Physical Separation
  A System layout and design utilising the principles of Physical Separation shall be used as far as reasonably practicable to increase assurance that Independence will be achieved, particularly in relation to certain CCF[75].
  These principles include:

  - separation by distance, arrangement, orientation, etc.,
  - separation by Barriers,
  - separation by a combination of these.

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

Das finnische Regelwerk enthält umfassende Anforderungen an die Sicherstellung der Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsebenen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts sowie der Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitssysteme untereinander /17, dort 4.3.1/.

Ähnlich gelagerte Anforderungen finden sich im niederländischen /19/ und im deutschen //22/ kerntechnischen Regelwerk.

In Frankreich ist in /24, dort Article 3.1/ die Unabhängigkeit der einzelnen Ebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept geregelt. Im Weiteren ist zwar die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen nicht konkret angesprochen, in dem eben zitierten Article 3.1 wird

[75] CCF – Common Cause Failure

jedoch umfassend das Schutzkonzept zur Gewährleistung der Unabhängigkeit dieser Systeme erläutert[76].

Im Abschnitt A.2.2 von /25/ sind Maßnahmen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen gefordert. Die Forderung wird hier auch konkret für die Hilfs- und Versorgungssysteme erhoben[77].

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

- Im Gestaffelten Sicherheitskonzept sollen die Sicherheitsebenen unabhängig voneinander wirksam sein. Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 dürfen nicht zur Kompensation von Defiziten der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.
- Sicherheitssysteme oder redundante Einrichtungen eines Sicherheitssystems sollen unabhängig voneinander wirksam sein. Vermaschungen zwischen solchen Systemen sind nur dann zulässig, wenn damit ein sicherheitstechnischer Vorteil nachgewiesen ist.
- Die Anforderung hinsichtlich Unabhängigkeit gilt auch für die Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitssysteme. Fehler in Hilfs- und Versorgungssystemen dürfen die Erfüllung von Sicherheitsfunktionen durch die Sicherheitssysteme nicht beeinträchtigen.
- Maßnahmen zur Gewährleistung der Unabhängigkeit sind insbesondere die räumliche Trennung, die Diversifizierung sowie Redundanz.

- Anforderungen an die Unabhängigkeit von Reaktorblöcken bei Mehrblockanlagen (site with multiple units)

---

[76] “…..a cautious design approach, integrating design margins and wherever necessary introducing adequate redundancy, diversification and physical separation of the elements important for protection that fulfil functions necessary for the demonstration of nuclear safety, to obtain a high level of reliability and guarantee the functions mentioned in the preceding paragraph” /24/

[77] “Support functions (energy, control, cooling,etc.) shall be also independent to the largest possible degree.” /25, dort A.2.2/

Seitens der IAEA /10, Requirement 33/ sollen Sicherheitssysteme jeweils nur blockbezogen wirksam sein[78]. Eine Blockstützung ist zusätzlich vorzusehen.[79]

Hilfs- und Versorgungssysteme, sofern diese für die Funktion des Sicherheitssystems erforderlich sind, sind als Teil des betreffenden Sicherheitssystems anzusehen[80].

Auch bei WENRA /7/ ist gemäß Ref.-Level E9.5 die Unabhängigkeit zwischen den Blöcken grundsätzlich gefordert. Eine gegenseitige Unterstützung könnte ermöglicht werden für den Fall, dass keine nachteiligen Auswirkungen auf die Sicherheit damit einhergehen[81].

Zusammenfassung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich des Standes von WuT – Unabhängigkeit und Entmaschung von Reaktorblöcken bei Mehrblockanlagen

- Sicherheitssysteme sollen jeweils nur blockbezogen wirksam sein.
- Hilfs- und Versorgungssysteme, sofern sie zur Funktion des jeweiligen Sicherheitssystems erforderlich sind, unterliegen den Anforderungen an Sicherheitssysteme.

- Anforderungen an die Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen

Seitens der IAEA /10, 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

---

[78] “Each unit of a multiple unit nuclear power plant shall have its own safety systems and shall have its own safety features for design extension conditions.” /10/

[79] “5.63. To further enhance safety, means allowing interconnections between units of a multiple unit nuclear power plant shall be considered in the design.” /10/

[80] “*Safety systems* consist of the *protection system*, the *safety actuation systems* and the *safety system support features*.” /51/

[81] “The possibility of one unit supporting another could be considered as far as this is not detrimental for safety.” /7/

a justified period of time from the onset of anticipated operational occurrences or accident conditions.”). In /49, Fußnote 35/ wird hierfür ein Zeitraum von 30 Minuten angegeben[82].

Auch bei WENRA /7/ ist die Anforderung hinsichtlich der Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen konkret gefasst. Danach sollen die Aktivierung und Inbetriebnahme erforderlicher Sicherheitseinrichtungen über einen Zeitraum von 30 Minuten[83] grundsätzlich automatisch erfolgen /7, WENRA Ref.-Level 3.9/.

In den EUR ist das 30-Minuten Konzept ebenfalls gefordert /12, dort article 2.1.6.7.2/.

Zusammenfassung hinsichtlich des Standes von WuT – Automatisierung von Sicherheitseinrichtungen

1. Die Inbetriebnahme von Sicherheitseinrichtungen bei Störfalleintritt soll grundsätzlich automatisch erfolgen. Personalhandlungen sollen erst nach Ablauf von ca. 30 Minuten notwendig sein.

2. In der Störfallanalyse sind von Hand auszulösende Schutzaktionen grundsätzlich nicht vor Ablauf von 30 Minuten zu kreditieren.

- Sicherheitsanforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 4

Gemäß IAEA /10, 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[84],

---

[82] “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.” /49/

[83] “The control room staff has to be given sufficient time to understand the situation and take the correct actions. Operator actions required by the design within 30 min after the initiating event have to be justified and supported by clear documented procedures that are regularly exercised in a full scope simulator.” /7/

[84] “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.

including accidents with core melting.“). Im Gestaffelten Sicherheitskonzept sind diese sog. auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4 zugeordnet.

In der EU Sicherheitsdirektive /8/ ist die Installation der 4. Sicherheitsebene umfassend angesprochen[85] und wird für die AKW gefordert /8, dort 8b(1)c)/.

Nach WENRA /55/ wird aktuell die folgende Zuordnung der Anlagenzustände im auslegungsüberschreitenden Bereich („design extension conditions“) vorgenommen:

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

Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen (AM) müssen zur Beherrschung von DEC A Anlagenzuständen im Umfange der präventiven AM und zur Minderung der Auswirkungen von DEC B Anlagenzuständen im Umfange der mitigativen AM im jeweiligen AKW verfügbar sein.

Design extension conditions comprise conditions in events without significant fuel degradation and conditions in events with core melting..“ /10/

[85] „(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 /54/ 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.“ /8/

Bezüglich der Ausbildung der Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 gelten gegenüber denen der Sicherheitsebene 3 zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen abgemilderte Sicherheitsanforderungen. Nach /10, 5.29/ und den Erläuterungen zum WENRA Ref.-Level F1.1 /55/[86] 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 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 /13, dort 2.1.4/ beschrieben.

In Frankreich gelten weitere konkrete Anforderungen an die Auslegung der 4. Sicherheitsebene des Gestaffelten Sicherheitskonzepts von AKW. In den Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of pressurized water plant units /25/ 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[87], die für den Fall von Kernschmelzsszenarien („Protection measures against core melt accidents“) zur Verfügung stehen müssen, beschrieben[88]. Die wesentlichen Anforderungen in Bezug auf die Sicherheitsebene 4a sind in 2.3.1 und die Sicherheitseben 4b sind in 2.3.2 von /25/ aufgelistet.

Im finnischen Regelwerk sind in /17, dort Kapitel 4/ die für die Implementierung der 4. Sicherheitsebene 4 erforderlichen Anforderungen angegeben.

---

[86] “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.” /55/

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

[88] Sh. hierzu auch die Angaben in /56, dort 18.3.2.1/

2.2.2 Übersicht über Abweichungen des AKW Tihange 1 von Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik

In /2/ wird für die Situation in Belgien in Bezug auf die in Betrieb befindlichen AKW festgestellt: ”The design rules in force at a given period take into account the latest scientific knowledge (e.g. evaluation of the seismic hazard at a given location), the available techniques (e.g. pre-stress of the concrete), as well as the best practice usually applied in the considered field (e.g. use of a double containment building). These design rules have evolved over time, and therefore the units currently in operation in Belgium present some differences depending on their date of commissioning”.

- Abweichungen des AKW Tihange 1 beim Defence-in-Depth Konzept
  - Die geforderte Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen ist nicht durchgängig gewährleistet. Verschiedene Sicherheitssysteme (z.B. Hochdruck-Sicherheitseinspeisung, Noteinspeisung in die Dampferzeuger) der Sicherheitsebene 3 nehmen auch Funktionen im bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebene 1) wahr.
  - der Redundanzgrad einer Reihe sicherheitsrelevanter Einrichtungen im AKW Tihange 1 ist zwar einzelfehlerfest (n+1) ausgeführt, lässt jedoch in der Regel keine gleichzeitige Instandhaltung zu, wie dies aber nach dem geltenden Stand von Wissenschaft und Technik gefordert wird. Nach Stand von Wissenschaft und Technik ist eine (n+2) – Auslegung der Sicherheitssysteme gefordert.
    So muß z.B. im Falle des Startversagens eines Notstromdiesels bei einer störfallbedingen Anforderung der standortbezogene Reservediesel (GDR) unter Störfallbedingungen zur Sicherstellung der Einzelfehlerfestigkeit von Hand zugeschaltet werden. Dieses Vorgehen steht im Widerspruch zu gültigen Anforderungen hinsichtlich Sicherstellung des Einzelfehlerkonzepts sowie Automatisierung im Störfallablauf.
  - sicherheitsrelevante Einrichtungen sind häufig vermascht. Sowohl für die DE-Notbespeisung als auch für die primärseitige Hochdruckeinspeisung steht nur jeweils ein Vorratsbehälter bzw. ein Flutbehälter pro Block zur Verfügung. Die Pumpen im sicherheitstechnisch wichtigen Nebenkühlwassersystem sowie im primärseitigen Nachkühlsystem speisen jeweils auf einen gemeinsamen Sammler. Nach WENRA Ref.-Level E10.7 und /6/ ist jedoch eine vollständige und

durchgängige Unabhängigkeit der einzelnen Stränge sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen nötig.

- Das nachgerüstete Notstandssystem („Second level emergency system“) nimmt auch Funktionen zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen (Sicherheitsebene 3), die nach heutigem Stand der Auslegung von AKW zu Grunde zu legen sind, wahr. Das Notstandssystem ist teilweise nur einsträngig ausgeführt und erfüllt somit nicht die Anforderungen an ein Sicherheitssystem der Sicherheitsebene 3.

- Bei länger andauernden Ereignisabläufen der Sicherheitsebene 3 sind Handmaßnahmen in unterschiedlichem Umfang und Grade erforderlich, die jedoch grundsätzlich erst auf der 4. Sicherheitsebene zum Bestandteil des Handelns nach Stand von Wissenschaft und Technik zugeordnet sind.

- Das AKW Tihange 1 verfügt über einen bedingten Grundschutz gemäß WENRA Ref.-Level E5.2 gegen anlagenexterne übergreifende Einwirkungen. Die heute nach Stand von Wissenschaft und Technik geforderten Anforderungen an den Schutz gegen anlagenexterne übergreifende Einwirkungen werden nicht durchgängig durch die Anlagenauslegung abgedeckt:

  - Auf der Grundlage vorliegender Informationen ist davon auszugehen, dass mit den Auslegungsannahmen sowie den nach dem Stresstest vorgesehenen Maßnahmen bezüglich Schutzes des AKW Tihange 1 gegen Überflutung die Anforderungen aus dem WENRA Ref.-Level T4.2 in Bezug auf Hochwasser nicht erfüllt werden (“Flooding will remain a dangerous hazard for the Tihange NPP” /65/.)

  - Auf der Grundlage einer seismischen Gefährdungsanalyse wurden die Lastannahmen für die seismische Auslegung von 0,1g auf 0,17g in den 1980-ger Jahren verändert. Die erhöhten Lastannahmen sollen für Systeme und Komponenten auch für Tihange 1 angewendet worden sein. Offen bleibt, wie die Nachrüstungen für die baulichen Strukturen vorgenommen wurden. Es bleibt zu vermuten, dass hierzu der Versuch unternommen wurde, auf einfachen Nachweiswege über die Ausnutzung von Auslegungsreserven die erforderliche Widerstandsfähigkeit der baulichen Strukturen zu zeigen. Das Aufbrauchen von Sicherheitsreserven ist im deterministischem Sinne jedoch als Sicherheitsnachweis unzulässig.

- In der ursprünglichen Auslegung von Tihange 1 waren Lasten aus einem Flugzeugabsturz nicht berücksichtigt. Nach den vorliegenden Informationen ist davon auszugehen, dass die Anlage Tihange 1 nur über einen konventionellen Schutz gegen Flugzeugabsturz verfügt. Dieser sollte sich maximal auf Abstürze kleiner Sportflugzeuge begrenzen.
  In einer Analyse des Schutzes von Tihange 1 gegen Einwirkungen von außen wurde aufgezeigt, das ein Flugzeugabsturz zu nicht akzeptierbaren radiologischen Auswirkungen führen würde. /62/. In /65/ wird festgestellt, dass das Reaktorgebäude von Tihange 1 extrem verletzbar bei einem Flugzeugabsturz ist..
  In /70/ aus 1984 wird beschrieben, dass in Zusammenhang damit, dass sich in der Nähe vom Standort Tihange die Militärbasis Bierset befindet, die Anlagen gegen Absturz von Flugzeugen mit einem Gewicht von 15 t und einer Geschwindigkeit von 540 km/h auszulegen wären[89]. Inwieweit Tihange 1 hierdurch eine Nachrüstung erfahren hat ist unbekannt. Mittlerweile soll diese Militärbasis geschlossen sein.
  Jedoch befindet sich in Bierset-Lüttich, also in einer Entfernung von ca. 30 km vom Standort Tihange, ein großer Fracht- und Passagierflughafen.
  Ein Absturz größerer Flugzeuge hätte katastrophale Folge, wie oben bereits angegeben.

- Da bereits erhebliche Zweifel an einer Auslegung von Tihange 1 gegen (auslegungsgemäße) externe Einwirkungen bestehen gilt dies dann auch insbesondere in Bezug hinsichtlich der WENRA Anforderung (WENRA Ref.-Level T6.1) nachdem ein AKW in einem gewissen Rahmen auch auslegungsüberschreitende externen Einwirkungen widerstehen soll.

3 Informationen zum Betrieb des AKW Tihange 1

Wie bereits oben ausgeführt wurden als Konsequenzen aus Unfällen in AKW, insbesondere aus den Unfällen in TMI 1979, Tschernobyl 1986 und in Fukushima 2011 wichtige

[89] „At Tihange, as a consequence of the proximity of the Bierset military base, it was also verified that the structures having to withstand an aircraft crash were likewise able to stand up to the impact of a fighter aircraft weighing around 15 t and travelling at 540 km/h.” /70/

sicherheitstechnische Anforderungen zur Verbesserung der bisherigen Sicherheitskonzepte von AKW entwickelt und behördlicherseits veranlasst. Als wichtige Einflussfaktoren auf die Anlagensicherheit gelten aber auch die Qualität und zuverlässige Durchführung des Anlagenbetriebes. Konsequenterweise wurden deshalb Anforderungen an das sicherheitsgerichtete Zusammenwirken personeller, technischer und organisatorischer Faktoren, auch bekannt als Mensch-Technik-Organisation Konzept (MTO), als Grundlage für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken weiterentwickelt und haben Eingang in kerntechnische Regelwerke gefunden /7, 22, 57/. Die für die Sicherheit von AKW zutreffenden menschlichen Verhaltensweisen sowie die relevanten Aspekte der Organisation sind unter dem Begriff des Sichermanagements zusammengefasst.

Zwecks Überprüfung der Einhaltung internationaler empfohlener Anforderungen an das MTO-Konzept hat die IAEA OSART-Missions /58/ eingerichtet. Zu Fragen der Laufzeitverlängerung hat die IAEA SALTO Missions /59/ eingerichtet.

3.1 Feststellungen durchgeführter OSART[90] und SALTO[91]-Missions

Zur Bewertung des Standes des sicherheitsorientierten Zusammenwirkens personeller, technischer und organisatorischer Faktoren in AKW bietet die IAEA seit 1982 international besetzte Review Teams (OSART-Missions) an. Dieser Service wurde mit dem Stand von April 2012 weltweit 167-mal in Anspruch genommen /58/.

In Tihange 1 fand eine solche OSART Mission vom 07.-23. Mai 2007 statt.

Im zugehörigen Ergebnisbericht /60/ wurde durch die OSART Mission u.a. auf festgestellte Mängel im Bereich der Betriebsführung hingewiesen:

- “The work authorization process and its coordination are not fully established and not always followed;
- Events are not always analyzed in a timely manner and formal root cause analysis methodology is not always used;

[90] OSART - Operational Safety Review Teams

[91] SALTO - safe long term operation

- The application of the human performance tools does not always meet management expectations;
- Procedures for temporary modifications, personnel operational aids and tagging are not always adhered to in a rigorous manner;
- The plant operations managers and personnel did not develop and implement a sufficiently demanding programme for resolving minor deficiencies in the field, such as labeling, cleanliness, unmanaged storage and small leakages;
- Plant workers, in some cases, do not rigorously follow the plant requirements necessary to prevent their contamination and/or spread of contamination."

Selbst in der von der IAEA auf Wunsch der belgischen Regierung durchgeführten SALTO (safe long term operation) Mission zur Überprüfung des Programms zur Laufzeitverlängerung von Tihange 1 wurden Mängel im Bereich des Sicherheitsmanagements benannt /59/. Im Abschlussbericht zur SALTO Mission (Follow Up Mission in 2016) heißt es dazu:

"There are some areas which should be improved to reach the international good practice level. The team offered ten recommendations and suggestions for improvement. The most significant recommendations include the following:

- The programme for LTO[92] and AM[93] related activities should be followed-up in a systematic manner to ensure that required safety functions of systems, structures and components are fulfilled over the plant's entire LTO period (in area A[94]);
- The plant should clarify the process to demonstrate that mechanical equipment qualification will remain valid over the LTO period (in area B[95]);

---

[92] LTO – Long Term Operation

[93] AM – Aging Management

[94] Area A - Organization and functions, current licensing basis (CLB), configuration/ modification management

[95] Area B - Scoping and screening and plant programmes relevant to LTO

- The plant should extend the time span of operating experience and the range of references used for AMR[96] (in area C[97])".

3.2 Informationen zum Störungsgeschehen von Tihange 1

Seitens der IAEA werden jährliche Berichte über das Betriebsgeschehen von AKW weltweit veröffentlicht. Im Bericht zu Tihange 1 ist in den letzten Jahren eine sehr deutliche Zunahme der ungeplanten Anlagennichtverfügbarkeiten (unplanned unavailability) festzustellen (Bild 9).

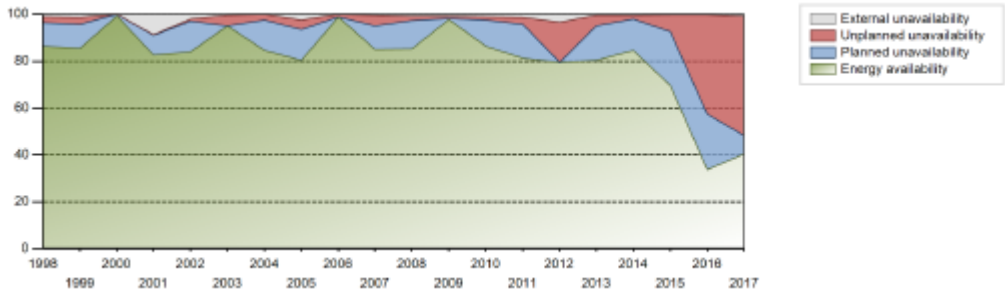


Bild 9: Übersicht über das Betriebsgeschehen von Tihange 1 /61/

Die Ursachen für die Anlagennichtverfügbarkeiten sind in Bild 10 zusammengestellt. Danach entfällt der weitaus größte Teil der Nichtverfügbarkeit auf Ausfälle bei Systemen und Komponenten (plant equipment problem/failure). Gravierend in Bezug auf die Sicherheit ist, dass hierbei seit 2014 ein deutlicher negativer Trend festzustellen ist.

[96] AMR – Aging Management Review

[97] AREA C - Ageing management review, review of ageing management programmes and revalidation of time limited ageing analyses for mechanical components

Full Outages, Analysis by Cause						
Outage Cause	2017			1975 to 2017		
	Hours Lost			Average hours lost per reactor-year		
	Planned	Unplanned	External	Planned	Unplanned	External
A. Plant equipment problem/failure		4401			314	
C. Inspection, maintenance or repair combined with refuelling				847		
D. Inspection, maintenance or repair without refuelling	659			26		
G. Major back-fitting, refurbishment or upgrading activities without refuelling				46		
L. Human factor related		24			5	
R. External restrictions on supply and services (lack of funds due to delayed payments from customers, disputes in fuel industries, fuel-rationing, labour strike outside the plant , spare part delivery problems etc.)						67
S. Fuel management limitation (including high flux tilt, stretch out or coast-down operation)						7
Z. Other					7	
Subtotal	659	4425		919	326	74
Total	5084			1319		

Bild 10: Überblick über Ausfallursachen bei Tihange 1 /61/

Kürzlich wurde in den Medien über acht sogenannte Precursor (Vorläufer-)-Ereignisse[98], die im Zeitraum 2013 bis 2015 in der Betriebserfahrung von Tihange 1 festgestellt wurden und als solche Ereignisse von der belgischen Behörde entsprechend eingestuft wurden, berichtet. Von den 14 Fällen in allen sieben belgischen Atomkraftwerken in Tihange und Doel betreffen diese acht Ereignisse allein Tihange 1, wie aus einem FANC-Dokument hervorgeht /74/ /75/.

Nach /73/ handelt es bei einem Precursor Ereignis somit um ein Ereignis, das zu einem erhöhten Risiko einer Kernschmelze im Vergleich zur Wahrscheinlichkeit einer Kernschmelze führt, die bei der Auslegung der Anlage berücksichtigt wurde.

Precursor-Ereignisse stellen für sich gesehen keine direkten Indikatoren zur Beurteilung des Sicherheitsstandes der jeweiligen Anlage dar. Sie geben jedoch Auskunft über einen potentiellen Nachrüstbedarf auf der Grundlage der mit probabilistischen Mitteln ausgewerteten Betriebserfahrung /73/.

---

[98] "The main objective of AVN's precursor program is the determination of the quantitative importance of well-selected operational events (after annual screening), and – if sufficiently significant – the identification of potential safety issues for improvement (amongst others based on relevant "what if" questions). AVN considers the identification of potential safety issues for improvement to be among the most important outcomes of the study, because they have the potential to lead to real safety improvements. Events with a CCDP greater than 1E-6 are considered to be precursors, and events with a CCDP greater than 1E-4 are considered to be important precursors." /73/
CCDP – "conditional core damage probability"

Insofern geben die Ergebnisse aus Precursor-Analysen Einblicke in den Stand der Sicherheit von AKW, hier zu Tihange 1. Die hohe Zahl von Precursor-Ereignissen in Tihange 1 wirft jedoch die Frage nach dem Sicherheitsstatus dieser Anlage ernsthaft auf.

Sicherheitstechnische Einordnung der Informationen zum Betrieb des AKW Tihange 1

Die im AKW Tihange 1 bestehenden Defizite im Abgleich mit heute geltenden Anforderungen an die technische Gestaltung von sicherheitstechnischen Einrichtungen sowie bei den Lasten aus übergreifenden Einwirkungen (z.B. Flugzeugabsturz) werden durch Mängel im Sicherheitsmanagement, festgestellt durch die OSART und SALTO Missions, sowie bei negativen Trends im Ausfallverhalten von Systemen und Komponenten deutlich verstärkt.

Tihange 1 gehört zu den ältesten AKW weltweit. Die Erkenntnisse aus den OSART und SALTO Missions in Verbindung mit dem negativen Trend im Ausfallverhalten bei Systemen und Komponenten verstärken die bereits bestehenden Zweifel an der erforderlichen Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen im Anforderungsfall im AKW Tihange 1. Gleichzeitung muss in Anbetracht des deutlich negativen Trends bei den ungeplanten Ausfällen von Systemen und Komponenten von einer erhöhten Eintrittswahrscheinlichkeit von Störfällen ausgegangen werden. Die hohe Zahl von Precursor-Ereignissen in Tihange 1 verstärkt bestehende Zweifel an der Sicherheit von Tihange 1.

4 Zusammenfassende Bewertung sicherheitsrelevanter Schwachstellen beim Betrieb des AKW Tihange 1

Das AKW Tihange 1 gehört zu den ältesten AKW weltweit. Es ist auf der Grundlage der Anfang der 1970-ger Jahre geltenden sicherheitstechnischen Grundsätze ausgelegt worden. Insbesondere im Ergebnis von Unfällen in AKW (TMI, Tschernobyl, Fukushima) haben sich Erfordernisse bezüglich deutlich erhöhter Sicherheitsanforderungen an AKW ergeben. Diese betreffen neben der allgemeinen Stärkung der ersten drei Sicherheits-

ebenen des Defence-in-Depth Konzepts in allererster Linie den Schutz sicherheitsrelevanter Einrichtungen gegen übergreifende, auch auslegungsüberschreitende anlagenexterne Einwirkungen, die Einführung von Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung nicht auslegungsgemäß beherrschbarer Störfälle sowie von Maßnahmen und Einrichtungen zur Begrenzung der Folgen von Kernschmelzunfällen. Diese Sicherheitsanforderungen fanden auch ihren Niederschlag in den WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors /1/.

Im Ergebnis des Abgleiches der aktuellen Sicherheitsauslegung des AKW Tihange 1 (Kapitel 2.1) mit den im Kapitel 2.2.1 aufgelisteten dem Stand von Wissenschaft entsprechenden Sicherheitsanforderungen und in Anbetracht der verfügbaren Betriebserfahrung (Kapitel 3) ergeben sich für das AKW Tihange 1 die folgenden wesentlichen Feststellungen:

- Sicherheitsrelevante Einrichtungen, die zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen des AKW einschließlich des Brennelement-Lagerbeckens erforderlich sind, sollen nach Stand von Wissenschaft und Technik, beschrieben in /1/ und /7/, einzelfehlerfest, unvermascht, diversitär und soweit möglich unter Gesichtspunkten der Instandhaltung während des Betriebes ausgelegt sein.
  Im AKW Tihange 1 bestehen insbesondere bei den sicherheitstechnischen Einrichtungen zur Wärmeabfuhr primär- und sekundärseitig, aber auch in den Versorgungssystemen dieser Einrichtungen, diesbezüglich Defizite in unterschiedlichem Grade. Diese Defizite sind der Sicherheitsebene 3, also derjenigen Sicherheitsebene im Gestaffelten Sicherheitskonzept, die für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen ausgelegt ist, zuzuordnen.
  Das in den 1980gern nachgerüstete Notstandssystem nimmt u.a. auch Funktionen zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen wahr, die nach heutigen Stand der Auslegung von AKW zu Grunde zu legen sind. Das Notstandssystem selbst aber erfüllt nicht die Anforderungen, die an ein Sicherheitssystem zu stellen sind.

  Es ist festzustellen, dass im AKW Tihange 1 die erforderliche zuverlässige Störfallsicherheit nicht gegeben ist.

- Das AKW Tihange 1 verfügt über einen nur bedingten Grundschutz gegenüber den von WENRA Ref.-Level E5.2 geforderten umfassenden Schutz gegen anlagenexterne übergreifende Einwirkungen (Überflutung, Erdbeben, Flugzeugabsturz). Die

heute nach Stand von Wissenschaft und Technik geforderten Anforderungen an den Schutz gegen anlagenexterne übergreifende Einwirkungen werden nicht durchgängig durch die Anlagenauslegung abgedeckt.
Dies gilt insbesondere hinsichtlich des Schutzes gegen Flugzeugabsturz, wobei dies durch die Nähe zum Flughafen Bierset-Lüttich von hoher sicherheitstechnischer Bedeutung ist.

Ein Absturz eines Flugzeuges - größer als das eines Sportflugzeuges - hätte katastrophale Auswirkungen auf den Standort und dessen Umgebung.

- Besonders prekär stellt sich der Sicherheitszustand von Tihange 1 im Lichte des Sicherheitsmanagements und des Störungsverhaltens der Anlage dar. Insbesondere die deutliche Zunahme ungeplanter Ereignisse bei Tihange 1 weisen auf die zunehmende Alterung der Anlage hin.

Bereits durch die defizitäre sicherheitstechnische Auslegung von Tihange 1 bestehen deutliche Zweifel an dessen Störfallsicherheit, die durch die negative Betriebserfahrung weiter verstärkt werden.

- Das AKW Tihange 1 ist zu einer Anlagengeneration von AKW mit einem veralteten Sicherheitsdesign zu zählen. Konzeptionelle Sicherheitsnachteile äußern sich u.a. in der Auslegung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen hinsichtlich deren Art und Umfang, der Beherrschbarkeit auslegungsüberschreitender Anlagenzustände sowie der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegenüber auslegungsüberschreitende naturbedingte sowie zivilisationsbedingter Einwirkungen.

Eine Beseitigung der konzeptionellen Sicherheitsnachteile im KKW Tihange 1 ist praktisch nicht erreichbar.

- ***Unter den dargelegten Geschichtspunkten der defizitären Auslegung des AKW Tihange 1, der Kritiken am Sicherheitsmanagement sowie der negativen Trends in der Betriebserfahrung stellt der Betrieb von Tihange 1 eine potentielle Gefahr für den Standort Tihange und dessen Umgebung dar.***

5 Literaturverzeichnis

/1/ P. Govaerts, AIB-Vinçotte Nucléaire, PERIODIC SAFETY REVIEWS IN BELGIUM, AVN-93/012

/2/ FANC; National report for nuclear power plants, Belgian Stress Test, December 2011

/3/ https://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Tihange

/4/ The Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant, Copyright © 1984 Westinghouse Electric Corporation, Water Reactor Divisions

/5/ Kingdom of Belgium, FOURTH MEETING OF THE CONTRACTING PARTIES TO THE CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY, NATIONAL REPORT SEPTEMBER 2007

/6/ / FUNDAMENTAL SAFETY PRINCIPLES, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SF-1, Vienna 2006

/7/ / Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT, WENRA, 24th September 2014

/8/ 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

/9/ 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

/10/ Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1 (Rev. 1), Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA, Vienna 2016

/11/ / 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

/12/ European Utility Requirements for LWR nuclear power plants, rev. D, volume 2, chapter 8, section number 3.10, 10/2012

/13/ The EUR: a great achievement and still on its way, ICAPP 2013

/14/ Sweden's fifth national report under the Convention on Nuclear Safety, Stockholm 2010

/15/ Roi des Belges (2011): Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires (Moniteur belge 21.12.2011, ed. 5, p. 80011). Verfügbar unter
http://www.ejustice.just.fgov.be/eli/arrete/201111/30/2011206225/justel.

/16/ Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) (2013a): Provisions For Internal And External Hazards At A Nuclear Facility (Guide YVL B.7), Helsinki. Verfügbar unter
https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLB-7

/17/ Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) (2013b): Safety design of a nuclear power plant (Guide YVL B.1), Helsinki. Verfügbar unter
https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLB-1.

/18/ Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015): Guideline on the categorization and assessment of accidental aircraft crashes in the design of new class I nuclear installations (Class I Guidances 2014-03-18-RK-5-4-4-EN).

/19/ Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection (ANVS) (2015): Safety Guidelines. Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors and DSR, The Hague. Verfügbar unter https://english.autoriteitnvs.nl/documents/publication/2015/11/1/guidelines-on-the-safe-design-and-operation-of-nuclear-reactors

/20/ Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015): Class I Guidances,, Guideline on the evaluation of the external flooding hazard for new class I nuclear installations, February 2015

/21/ Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015): Class I Guidances, Guideline on the evaluation of the seismic hazards for new class I nuclear installations , February 2015

/22/ "Sicherheitsanforderungen an KKW“ vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2)

/23/ Bekanntmachung der Interpretationen zu den "Sicherheitsanforderungen an KKW" vom 22. November 2012 vom 29. November 2013 (BAnz AT 10.12.2013 B4), geändert am 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B3)

/24/ Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations

/25/ ASN "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear pressurized water plant units"

/26/ Guide de l'ASN n°22 : Conception des réacteurs à eau sous pression, Publié le 18/07/2017

/27/ Federal Agency for Nuclear Control (FANC) (2015, Class I Guidances, Guideline - Safety demonstration of new class I nuclear installations: approach to Defence-in-Depth, radiological safety objectives and the application of a graded approach to external hazards, February 2015

/28/ Smidt, D.: Reaktorsicherheitstechnik, Springer-Verlag, 1979

/29/ Report Safety of new NPP designs, Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG, March 2013

/30/ Safety Requirements No. NS-R-3 (Rev. 1), Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA, Vienna 2016

/31/ SEISMIC HAZARDS IN SITE EVALUATION FOR NUCLEAR INSTALLATIONS, IAEA SPECIFIC SAFETY GUIDE SSG-9, Vienna 2010

/32/ METEOROLOGICAL AND HYDROLOGICAL HAZARDS IN SITE EVALUATION FOR NUCLEAR INSTALLATIONS, IAEA SPECIFIC SAFETY GUIDE SSG-18, Vienna 2010

/33/ WENRA Guidance Document Issue T: Natural Hazards, 21 April 2015

/34/ KTA 2201.1, Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 1: Grundsätze, Fassung 2011-11

/35/ ASN, BASIC SAFETY RULE, Fundamental safety rule n°2001-01 concerning basic nuclear installations

/36/ Seismic design and analysis of safety-related nuclear structures in Sweden, 2014

/37/ BERGE-THIERRY Catherine: Seismic Hazard Assessment and Uncertainties Treatment: Discussion on the current French regulation, practices and open issues, NEA/CSNI/R(2014)9

/38/ SAFETY REQUIREMENTS IN FRANCE FOR THE PROTECTION AGAINST EXTREME EARTHQUAKES, International Experts Meeting on Protection against Extreme Earthquakes and Tsunamis, IEM3 IAEA, Sept. 2012

/39/ Guide de l'ASN n°22 : Conception des réacteurs à eau sous pression, Publié le 18/07/2017

/40/ ASN resolution 2012-DC-0277 of 26 June 2012 instructing Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) to comply with additional requirements applicable to the Cattenom NPP (Moselle département) in the light of the conclusions of the Complementary Safety Assessments (CSAs) of BNIs 124, 125, 126 and 137

/41/ KTA 2207 Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser, Fassung 11/2004

/42/ Protection of Basic Nuclear Installations Against External Flooding, ASN GUIDE N° 13 Version of 08/01/2013

/43/ / Methodology for coping with accidents of external and internal origin in PWR power stations, EUR 10782 EN, August 1984

/44/ / Electricite de France: Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima. 15 September 2011

/45/ Stevenson; J.D.: Summary and Comparison of current U.S. Regulatory Standards and foreign Standards, Nuclear Engineering and Design (1984) 145-160

/45/ UK EPR, PRE-CONSTRUCTION SAFETY REPORT, Compliance with regulations, 2012

/46/ ASN, RFS-I.2.a. du 05/08/1980, Prise en compte des risques liés aux chutes d’avions

/47/ Autorité de Sûreté Nucléaire: Complementary Safety Assessment of the French Nuclear Power Plants, Report by the French Nuclear Safety Authority, December 2011.

/48/ Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants, IAEA SAFETY GUIDE No. NS-G-1.9, Vienna 2004

/49/ DESIGN OF INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS FOR NUCLEAR POWER PLANTS, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSG-39, Vienna 2016

/50/ Complementary Safety Assessments of the French nuclear installations, Report by the French nuclear safety authority, December 2011

/51/ IAEA SAFETY GLOSSARY, TERMINOLOGY USED IN NUCLEAR SAFETY AND RADIATION PROTECTION, 2007 EDITION

/52/ Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-37/05

/53/ FANC, National Action Plan for NPPs, December 2012

/54/ 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

/55/ WENRA Guidance on Safety Reference Levels of Issue F, WENRA, September 2014

/56/ FRANCE, Convention on Nuclear Safety, Seventh National Report for the 2017 Review Meeting, August 2016

/57/ THE MANAGEMENT SYSTEM FOR FACILITIES AND ACTIVITIES IAEA SAFETY REQUIREMENTS No. GS-R-3, Vienna 2006

/58/ / OSART Operational Safety Review Team, IAEA, http://www-ns.iaea.org/downloads/ni/s-reviews/osart/OSART_Brochure.pdf

/59/ SALTO PEER REVIEW MISSION FOR TIHANGE NUCLEAR POWER PLANT UNIT 1 IN BELGIUM , 13 – 22 January 2015 and FOLLOW-UP MISSION 6 – 9 December 2016, IAEA-SALTO-OSS

/60/ IAEA OSART Mission, Tihange 1, https://gnssn.iaea.org/action-plan/Shared%20Documents/Action%2002%20-%20IAEA%20Peer%20Reviews/Operational%20Safety%20Review%20Team%20(OSART),%20Mission%20Reports/141%20Tihange%20(summary).pdf

/61/ Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States, 2018 edition, IAEA, Vienna 2018

/62/ KINGDOM OF BELGIUM, Seventh Meeting of the Contracting Parties to the Convention on Nuclear Safety, National Report, August 2016

/63/ FANC, National progress report on the stress tests of nuclear power plants, March 2017

/64/ Marc VINCKE, First lessons learned from Fukushima for the safety of Belgian NPPs Opening of the 10th BNEN academic year 2011-2012 September 26, 2011, BelV

/65/ Critical Review of the Updated National Action Plans (NAcP) of the EU Stress Tests on Nuclear Power Plants, Study commissioned by Greenpeace Germany, Oda Becker, Patricia Lorenz, Vienna, Hannover, June 2015

/66/ Severe Accident Mitigation through Improvements in Filtered Containment Vent Systems and Containment Cooling Strategies for Water Cooled Reactors, IAEA-TECDOC-1812, Vienna 2015

/67/ FANC, National progress report on the stress tests of nuclear power plants, December 2014

/68/ FANC, National report for nuclear power plants, Man made events, January 2012

/69/ Belgium, Peer review country report, Stress tests performed on European nuclear power plants, ENSREG

/70/ Methodology for coping with accidents of external and internal origin in PWR power stations, EUR 10782, 1984

/71/ FANC, National progress report on the stress tests of nuclear power plants, March 2017

/72/ FANC, National progress report on the stress tests of nuclear power plants, March 2016

/73/ IMPROVING QUALITY OF NPP PSA BY INTERNATIONAL COMPARISONS, PSAM8 Conference, New Orleans (USA), 15-19 May 2006

/74/ http://www.aachener-nachrichten.de/dossier/tihange/alarmierende-vorfaelle-experten-bereitet-die-sicherheit-von-tihange-1-sorgen-1.1816652

/75/ Antwortbrief der FANC auf Nachfrage von Bündnis 90/Die Grünen zu den Precursor-Ereignissen in belgischen Atomkraftwerken, Brüssel 10. Januar 2017

/76/ RISK-BASED PRECURSOR ANALYSIS IN THE NUCLEAR INDUSTRY – EXPERIENCES ON THE NATIONAL AND THE INTERNATIONAL SCENE, PSAM8 Conference, New Orleans (USA), 15-19 May 2006

Anhang 1: Erläuterung zu den Komponenten in Bild 3 /5/

The Nuclear Island

- **Building R** (BR): **the reactor building** houses the reactor and the primary system (including the steam generators and the pressuriser), the reactor shut down cooling system, the safety injection system accumulators, the spray nozzle rings of the containment spray system and the recirculation spray pumps, as well as the heat exchangers of the normal spray system and recirculation emergency spray;
- **Building N** (BAN): **the nuclear auxiliary building** houses most of the nuclear auxiliaries and a large number of the safety systems (direct and back-up containment spray systems, intermediate cooling system, volume and chemical control system) that may handle a contaminated fluid;
- **Building D**: **the desactivation pool building** houses the (spent fuel) desactivation pool and the dry storage racks for fresh fuel;
- The annular space **(Z)**;
- The ISBP pit: premises forming an extension of the annular space and which house the low-pressure safety injection pumps and the back-up spray system pumps ; the electric motors of the pumps are located in the Building N;
- **Building L**: the analysis laboratories;
- **Building Y**: the liquid waste storage tanks prior to treatment, and gaseous waste tanks;
- **Building LA**: the site laundry.

Safety-related Premises outside the Nuclear Island

- **Building E**: **the electrical auxiliary building** houses the control room, offices and the electrical rooms;

- **Building S**: **the building of the two safety diesel generators**;
- **Building K**: **the building housing the auxiliary feedwater pumps and tank**;
- **Building W**: the building housing the isolating valves of the feedwater lines to the steam generators, the isolating valves of the steam lines, the safety valves of the steam lines, the steam discharge valves to atmosphere, and the compressed air system compressors.
- **Building UR**: this building houses the emergency turbine generator set and the emergency diesel generator, as well as the emergency compressors;
- **Building P: the West part of the river water pumping station** comprising the raw water system and pumps (the raw water is the heat sink for the intermediate cooling system) and the fire water system pumps.
- **the groundwater catchments' wells**; - **the liquid waste storage tanks** before discharge.

Buildings without Safety-related Function

- **Building M**: **the machine room,** housing mainly the turbine-generator sets;
- **the East portion of the river water pumping station (Building P), the related underground galleries and the discharge canal** of the circulating water (the circulating water is the heat sink for condenser cooling);
- **Building J: the cooling tower;**
- **Building F**: **the building housing the demineralisation plant**;
- **the changing rooms (Buildings E and V), the workshops and offices (Buildings A and VV), the auxiliary boiler (Building C), the oil storage premises (Building H) and the laboratories** treating the non-radioactive fluids.

Anhang 2: Übersicht über die Fußnoten in Bild 6 /29/

(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 con-cerning 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