



Schweizerische Eidgenossenschaft  
Confédération suisse  
Confederazione Svizzera  
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI  
Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN  
Ispettorato federale della sicurezza nucleare IFSN  
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI

# Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang

Ausgabe Januar 2018

Erläuterungsbericht zur Richtlinie

ENSI-A05/d



# Inhalt

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A05/d

<b>1</b>	<b>Ausgangslage</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Harmonisierung mit internationalen Anforderungen</b>	<b>1</b>
2.1	IAEA	1
2.2	WENRA	2
<b>3</b>	<b>Aufbau der Richtlinie</b>	<b>2</b>
<b>4</b>	<b>Erläuterungen zu einzelnen Kapiteln der Richtlinie</b>	<b>3</b>
4.1	Kapitel 4 „Technische Anforderungen an eine Stufe-1-PSA für Kernkraftwerke“	3
4.2	Kapitel 5 „Technische Anforderungen an eine Stufe-2-PSA für Kernkraftwerke“	14
4.3	Kapitel 7 „PSA für andere Kernanlagen“	15
4.4	Anhang 1 „Begriffe (gemäss ENSI-Glossar)“	16
4.5	Anhang 5 „Personalhandlungen bei Erdbeben“	16
<b>5</b>	<b>Inhaltliche Änderungen gegenüber der Ausgabe Januar 2009</b>	<b>19</b>
	<b>Anhang 1: IAEA Safety Standards</b>	<b>23</b>
	<b>Anhang 2: WENRA Safety Reference Levels</b>	<b>25</b>
	<b>Anhang 3: Herleitung der Flugzeugabsturzraten</b>	<b>29</b>
	<b>Anhang 4: Referenzen</b>	<b>31</b>



# 1 Ausgangslage

Die Richtlinie ENSI-A05 ist notwendig, da das Schweizer Regelwerk eine probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) verlangt, insbesondere

- Art. 33 und 34 der Kernenergieverordnung (KEV; SR 732.11)
- Art. 1, 5, 12 und 13 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2)

Verschiedene ENSI-Richtlinien, insbesondere die Richtlinie ENSI-A06, gehen davon aus, dass eine PSA für die Anwendung besteht.

In der Richtlinie ENSI-A05 werden Anforderungen an die Modellierung formuliert, welche zu einer besseren Vergleichbarkeit der Resultate führen und die Erstellung sowie die Begutachtung der PSA erleichtern.

Eine Neufassung der Richtlinie war notwendig, um die Weiterentwicklung des Standes der Wissenschaft und Technik insbesondere bezüglich Erdbeben, externer Überflutung, extremer Wetterbedingungen zu berücksichtigen sowie die Anforderungen an die Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb genauer zu regeln.

## 2 Harmonisierung mit internationalen Anforderungen

Im Folgenden wird aufgezeigt, dass die für die Richtlinie in Frage kommenden internationalen Empfehlungen der IAEA (International Atomic Energy Agency) und der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) erfüllt werden.

### 2.1 IAEA

Von den IAEA Safety Standards der Kategorie „Requirements“ sind für die Richtlinie ENSI-A05 folgende Empfehlungen relevant:

- a. IAEA Safety Standard SSR-2/2 (Rev. 1), Commissioning and Operation, 2016<sup>1</sup>, Para. 4.32 and 4.46
- b. IAEA Safety Standard Site NS-R-3 (Rev. 1), Site Evaluation for Nuclear Installations, 2016<sup>2</sup>, Para. 1.12 and 2.18

Im Anhang 1 wird aufgezeigt, wie die Empfehlungen in der Richtlinie ENSI-A05 berücksichtigt wurden.

## **2.2 WENRA**

Die WENRA hat europaweit harmonisierte Sicherheitsanforderungen (Safety Reference Levels, SRLs) für Kernkraftwerke festgelegt. Das ENSI hat sich verpflichtet, die Anforderungen der WENRA umzusetzen. Der Detaillierungsgrad der WENRA-Anforderungen übersteigt meist diejenigen des Kernenergiegesetzes (KEG; SR 732.1) und der KEV, weshalb sich auch hier deren Umsetzung in ENSI-Richtlinien anbietet.

Für die Richtlinie ENSI-A05 sind vor allem die SRLs von Issue E (Design Basis Envelope for Existing Reactors), Issue F (Design Extension for Existing Reactors), Issue O (Probabilistic Safety Analysis, PSA) und Issue T (Natural Hazards) relevant.

Im Anhang 2 sind die relevanten WENRA SRLs (Stand 2014<sup>3</sup>) aufgeführt und es wird aufgezeigt, über welche Kapitel der Richtlinie diese abgedeckt sind.

## **3 Aufbau der Richtlinie**

Die ersten drei Kapitel bestehen aus der Einleitung, die für alle ENSI-Richtlinien einheitlich ist, aus der Darlegung des Gegenstands und des Geltungsbereichs sowie aus den rechtlichen Grundlagen, auf die sich die Richtlinie ENSI-A05 abstützt.

Im Kapitel 4 werden die technischen Anforderungen an eine Stufe-1-PSA für Kernkraftwerke beschrieben. Dazu gehören der Umfang der Stufe-1-PSA, die Zuverlässigkeit von Komponenten, die Zuverlässigkeit von Personalhandlungen, interne Ereignisse, interne systemübergreifende Ereignisse, externe Ereignisse und die Quantifizierung der Stufe-1-PSA-Ereignisse. Im Kapitel 5 werden die technischen Anforderungen an eine Stufe-2-PSA für Kernkraftwerke behandelt. Dazu gehören die Definition und die Quantifizierung der Kernschadenzustände, die Tragfähigkeit des Containments, die Containmentbeanspruchung, der Verlauf des schweren Unfalls, die Quelltermanalyse und die Quantifizierung der Stufe-2-PSA-Ereignisse. Die Anforderungen gelten grundsätzlich für die risikotechnische Bewertung des Leistungs- wie auch des Nichtleistungsbetriebs. Wo notwendig, werden spezielle Anforderungen zur Bewertung des Nichtleistungsbetriebs, separat erwähnt. Das Kapitel 6 behandelt die Anforderungen an den Qualitätssicherungs-Prozess sowie an die Dokumentation einer PSA. Im Kapitel 7 werden Anforderungen an die PSA für andere Kernanlagen festgehalten.

Ferner enthält die Richtlinie ENSI-A05 eine Reihe von Anhängen, namentlich zu Begriffen und Abkürzungen, zur Zuverlässigkeit von Personalhandlungen sowie zur probabilistischen Erdbebengefährdungsanalyse.

## **4 Erläuterungen zu einzelnen Kapiteln der Richtlinie**

### **4.1 Kapitel 4 „Technische Anforderungen an eine Stufe-1-PSA für Kernkraftwerke“**

#### **4.1.1 Kapitel 4.2.1 „Erfassung anlagenspezifischer Rohdaten“**

Zu Bst. c: Der Einbezug von entsprechenden Fachleuten bei der Bewertung der Rohdaten stützt die Qualität der Datenanalyse. Dies entspricht der üblichen Praxis in Schweizer Kernkraftwerken.

#### **4.1.2 Kapitel 4.2.3 „Entwicklung anlagenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrössen“**

Zu Bst. d: Bei der Verwendung einer Lognormal- oder Gammaverteilung zur Quantifizierung der Unsicherheiten von Ausfallwahrscheinlichkeiten können Anpassungen (wie z. B. Stutzung) erforderlich sein, da der Definitionsbereich dieser Verteilungen von null bis unendlich reicht. Dies gilt insbesondere für grosse Ausfallwahrscheinlichkeiten. Derartige Anpassungen sind Stand der Datenanalysetechnik, z. B. NUREG/CR-6823<sup>4</sup>, Section 6.3.2.5.1.

#### **4.1.3 Kapitel 4.3 „Zuverlässigkeit von Personalhandlungen“**

Die Anforderungen zur Analyse der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen und des damit einhergehenden Potenzials von Fehlhandlungen entsprechen den üblichen PSA-Standards<sup>5,6,7</sup>, insbesondere ASME/ANS RA-Sb-2013<sup>5</sup>. Darüber hinaus gehende Anforderungen und Konkretisierungen sind nachfolgend erläutert.

#### **4.1.4 Kapitel 4.3.1 „Identifizierung und Auswahl der zu analysierenden Personalhandlungen“**

Zu Bst. b: Wenn das auslösende Ereignis nicht über einen Fehlerbaum bestimmt wird, müssen die Kategorie-B-Handlungen nicht separat ausgewiesen werden.

Zu Bst. d: In den üblichen PSA-Standards<sup>5,6,7</sup> wird die EOC-Einbeziehung nicht explizit gefordert. Hinsichtlich der Eignung einer PSA für Anwendungen verweist der U.S. NRC Regulatory Guide 1.200<sup>8</sup> auf die gute HRA-Praxis gemäss NUREG-1792<sup>9</sup> (GP 2), die wiederum Analysen empfiehlt, in denen Bedingungen mit wahrscheinlichen EOC zu identifizieren und Gegenmassnahmen abzuleiten sind. Die Abschaltung des Notkondensators im Fukushima-Daiichi Block 1 (11. März 2011) war beispielsweise ein solcher EOC<sup>10,11</sup>. Die mit der EOC-Identifizierung verbundenen methodischen Schwierigkeiten, z. B. geltend gemacht vom BfS<sup>7</sup>, sind Gegenstand der vom ENSI unterstützten HRA-Forschung, zu deren Entwicklung der Methode CESA (PSI-Bericht Nr. 07-03<sup>12</sup>) gehört. Die sich in einer ersten Pilot-Anwendung<sup>13</sup> andeutende

Praktikabilität (Effizienz, Risikorelevanz) dieser Methode konnte mittlerweile durch weitere Pilot-Anwendungen (z. B. Podofillini et al.<sup>14</sup>) bestätigt werden. Die Pilot-Anwendungen betrafen das EOC-Potenzial bei während des Leistungsbetriebs ausgelösten Störfällen. Aufgrund dieser sich bestätigenden Praktikabilität der CESA-Methode und der sich durch den Fukushima-Unfall bestätigenden Risikorelevanz wahrscheinlicher EOC ist es angemessen, die bisher übliche Anforderung hinsichtlich EOC-Einbeziehung zu erweitern.

Zu Bst. e: Die Anforderung beschränkt die kreditierten „Recovery Actions“ auf unabhängige Komponentenausfälle, da das Schadensbild von Komponenten oder der Gesamtanlage nach einem Erdbeben, einer Überflutung oder einem Brand unklar und kaum vorhersagbar ist. Instandsetzungen (Reparaturen) im Störfall gelten **nicht** als „Recovery Actions“ (ASME/ANS RA-Sb-2013<sup>5</sup>, Table 2-2.5-9). In diesem Fall hängt die jeweilige Handlungsausführung von der Ausfallursache der betroffenen Komponente ab. Die üblichen HRA-Methoden sind nicht anwendbar.<sup>9</sup> Statistiken über Instandsetzungszeiten aus der Normal-Betriebserfahrung sind nicht anwendbar, weil sich die Bedingungen in wesentlichen Aspekten von denen im Störfall unterscheiden: Das Instandhaltungspersonal ist im Normalbetrieb meistens bereits vor Ort und die betroffene Komponente ist bereits identifiziert. Die anwendbare Störfall-Betriebserfahrung ist angesichts der Vielzahl möglicher Komponentenausfälle und der relativen Seltenheit von Störfällen nicht oder nur unzureichend vorhanden.

Zu Bst. g: Vgl. dazu ASME/ANS RA-Sb-2013<sup>5</sup>, HR-B2, HR-C2.

#### **4.1.5 Kapitel 4.3.2 „Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeit von Personalhandlungen“**

Zu Kap. 4.3.2.1 Bst. a: Diese Anforderung dient der Methodenharmonisierung. Eine vom PSI durchgeführte Evaluation verschiedener HRA-Methoden<sup>15</sup> hat gezeigt, dass diese drei Methoden die Anforderungen in der Richtlinie ENSI-A05 bezüglich Gültigkeit (validity), Wiederholbarkeit (repeatability), Transparenz (transparency), Anwendbarkeit im Rahmen einer PSA (fitness to PSA scope) und Erfahrungsbasis (empirical basis) am besten erfüllen. Bei THERP und ASEP handelt es sich um Methoden, welche in der Vergangenheit bei der PSA-Begutachtung vom ENSI akzeptiert wurden. Bei der statistischen Methode fehlen bislang Erfahrungen. Das ENSI ist jedoch der Auffassung, dass die direkte statistische Auswertung von werkspezifischen Kategorie-A-Handlungen zu besonders belastbaren Resultaten führen sollte, da die anlagen-spezifische Betriebserfahrung einfließt. THERP hingegen beruht auf Expertenschätzungen und älteren statistischen Erhebungen, d. h. die Übertragbarkeit ist mit Unsicherheiten verbunden.

Zu Kap. 4.3.2.3 Bst. i: Die technische Grundlage für die HEP-Untergrenzen von Personalhandlungen im Störfallablauf ist in Dang et al.<sup>16</sup> dargelegt.

Zu Kap. 4.3.2.4 Bst. a: Vgl. dazu ASME/ANS RA-Sb-2013<sup>5</sup>, HR-G7.

#### **4.1.6 Kapitel 4.4.1 „Auslösende Ereignisse“**

Zu Kap. 4.4.1.1 Bst. d: Die Resultate schweizerischer Stufe-2-PSA zeigen, dass die unter Ziff. 1, 3 und 4 aufgeführten Bypassszenarien einen nicht vernachlässigbaren Risikobeitrag leisten (grosse Quellterme). Eine Gruppierung zu den Nicht-Bypass-LOCAs wäre daher nicht gerechtfertigt.

Zu Kap. 4.4.1.3 Bst. d: Die Fehlerbaummodellierung des auslösenden Ereignisses erlaubt eine realistischere Importanzanalyse für Komponenten und Personalhandlungen, die in die Modellierung des jeweiligen Systems einfließen.

Zu Kap. 4.4.1.3 Bst. e: Unter NUREG-1829<sup>17</sup>, NUREG/CR-5750<sup>18</sup> und NUREG/CR-6928<sup>19</sup> finden sich vom ENSI akzeptierte Grundlagen für generische Daten zu Häufigkeiten von Kühlmittelverluststörfällen.

#### **4.1.7 Kapitel 4.4.2 „Unfallablaufanalyse“**

Zu Kap. 4.4.2.1: In der Richtlinie ENSI-A05 wird neu der ursprünglich in der Richtlinie ENSI-G09 definierte und im ENSI-Glossar enthaltene Begriff „Schutzzielfunktion“ verwendet. In der Ausgabe Januar 2009 der Richtlinie ENSI-A05 wurde der Begriff „Sicherheitsfunktion“ verwendet. Das ist eine Übersetzung des international üblichen Begriffs „safety function“ (vgl. IAEA Safety Standard SSG-3<sup>6</sup>, Para. 5.45). Der Begriff „Sicherheitsfunktion“ ist in der Schweiz vom Gesetzgeber über die KEV schon belegt. In Übereinstimmung damit ist der Begriff in der Richtlinie ENSI-G09 auf Funktionen bezogen worden, die zur Einhaltung der Schutzziele auf der Sicherheitsebene 3 der gestaffelten Sicherheitsvorsorge erforderlich sind (vgl. Richtlinie ENSI-G09 bzw. ENSI-Glossar). Durch die Verwendung des Begriffs „Schutzzielfunktion“ anstelle des Begriffs „Sicherheitsfunktion“ ergeben sich keine neuen Anforderungen.

Zu Kap. 4.4.2.2 Bst. a: Die grafische Darstellung der Unfallabläufe in Form von Ereignisablaufdiagrammen und die zusätzlich verlangte Beschreibung der Abläufe geben einen detaillierteren Einblick in das Anlageverhalten.

Zu Kap. 4.4.2.2 Bst. b: Aus Sicht des ENSI ist die anschauliche Abbildung des Unfallverlaufs und des Anlagenverhaltens im PSA-Modell unverzichtbar, da dadurch die Nachvollziehbarkeit erhöht wird und das Modell somit weniger fehleranfällig ist. Die Forderung reflektiert den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik (vgl. z. B. ASME/ANS RA-Sb-2013<sup>5</sup> und IAEA Safety Standard SSG-3<sup>6</sup>).

Zu Kap. 4.4.2.2 Bst. d: Der Begriff „stabiler und sicherer Zustand“ (safe stable state) ist in ASME/ANS RA-Sb-2013<sup>5</sup>, Kap. 1-2.2 definiert.

#### **4.1.8 Kapitel 4.4.3 „Systemanalyse“**

Zu Kap. 4.4.3 Bst. a: Eine „Dependency Matrix“ stellt Systemabhängigkeiten in einer überschaubaren und systematischen Form dar. Diese Art der Information ermöglicht bezüglich Systemabhängigkeiten auf einfache Weise eine systematische Überprüfung der PSA.

#### **4.1.9 Kapitel 4.5.2 „Brand“**

Die Anforderungen in Kap. 4.5.2.1 Bst. e und Bst. f wurden an den IAEA Safety Standard SSG-3<sup>6</sup>, Para. 7.22, 7.30, 7.32 und 7.43 angepasst.

Zu Kap. 4.5.2.3 Bst. a: Damit wird klargestellt, dass nur Brandszenarien mit bedeutenden Beiträgen zur Brand-*CDF* bzw. -*PDF* verfeinert analysiert werden müssen.

Zu Kap. 4.5.2.3 Bst. e: Information zur Methodik der Circuit Analysis findet sich z. B. in NUREG/CR-6850<sup>20</sup>.

#### **4.1.10 Kapitel 4.5.4 „Turbinenzerknall“**

Zu Bst. a: Auf Basis einer Untersuchung der weltweiten Betriebserfahrung mit grossen Dampfturbinen von Bush & Heasler<sup>21</sup> wurden ein Best Estimate sowie die Ober- und Untergrenze der Häufigkeit eines Turbinengeschosses abgeschätzt. Eine Lognormalverteilung wurde an diese Werte angepasst (Untergrenze = 2,5 %-Perzentil und Obergrenze = 97,5 %-Perzentil). Darüber hinaus wurde mittels der Betriebserfahrung der BBC Turbinen<sup>22</sup> (0 Fehler in 1094 Turbinenjahren) ein Bayesian Update durchgeführt. Die Posterior-Verteilung ist mit der gewählten Verteilung abgedeckt.

Zu Bst. b: Diese Anforderung dient der Harmonisierung und entspricht dem Stand der Praxis in der Schweiz. Die herstellereinspezifischen Daten enthalten auch die anlagenspezifischen Daten.

Zu Bst. c: Der Bereich für den Flugwinkel sowie die Vorgaben zu Havarieszenarien werden aus Harmonisierungsgründen festgelegt. Der angegebene Wert orientiert sich an den Angaben in den bisherigen Schweizer PSA und im U.S. NRC Regulatory Guide 1.115<sup>23</sup>. IAEA SSG-3<sup>6</sup>, Para. 7.104 weist auf die Berücksichtigung vom Normalbetrieb und Überdrehzahl hin. U.S. NRC Regulatory Guide 1.115<sup>23</sup> erläutert, dass ein Versagen im Normalbetrieb und beim Hochfahren der Turbine geschehen kann.

Zu Bst. g: Die Formel zur Berechnung der Häufigkeit eines Komponentenausfalls entspricht dem Stand der Technik und dient der Harmonisierung der angewendeten Methodik.

Zu Bst. h: Die Anzahl der Turbinengeschosse beruht auf einer abdeckenden Annahme der generischen Erfahrung, insbesondere bezüglich der Angaben gemäss U.S. NRC<sup>24</sup> (mindestens 3 Turbinengeschosse) und Nitta et al.<sup>25</sup> (3 Turbinengeschosse).

#### **4.1.11 Kapitel 4.6.1 „Auswahlverfahren und Auswahlkriterien“**

Zu Bst. a: Die aufgeführten Gefährdungen tragen erfahrungsgemäss nicht-vernachlässigbar zur *CDF* beziehungsweise *PDF* bei oder sie sind von besonderem öffentlichen Interesse.

Zu Bst. c: Diese Anforderung wurde zur Erfüllung des WENRA SRL T2.1<sup>3</sup> hinzugefügt.

#### **4.1.12 Kapitel 4.6.2 „Erdbeben“**

Zu Kap. 4.6.2.1.1 Bst. b: Die Anforderungen sind möglichst konkret und spezifisch gehalten. Sie gründen auf dem vom „Senior Seismic Hazard Analysis Committee“ (SSHAC) entwickelten und nach ihm benannten Verfahren<sup>26</sup>. Das Verfahren ist darauf ausgerichtet, unterschiedliche Meinungen von Experten strukturiert zu erfassen. Es hat sich diesbezüglich bewährt und gilt heute als etabliert.

In die Anforderungen miteingeflossen sind internationale Erkenntnisse hinsichtlich der Anwendung des SSHAC-Verfahrens. Mitberücksichtigt sind insbesondere die „Implementation Guidelines“<sup>27</sup> der U.S. NRC, die in der Schweiz mit den Projekten PEGASOS<sup>28</sup> und PRP<sup>29</sup> gewonnenen Erkenntnisse sowie die Feststellung, dass weltweit die Anforderungsstufe 3 des SSHAC-Verfahrens zunehmend der Stufe 4 vorgezogen wird.

Zu Kap. 4.6.2.1.1 Bst. b Ziff. 3: Die verlangte Zuordnung der Zuständigkeit für die vom SSHAC empfohlene „participatory and late-stage peer review“ zielt darauf ab, mögliche fach- oder prozesstechnische Vorbehalte hinsichtlich der behördlichen Akzeptanz der PSHA frühzeitig zu erkennen.

Bei Punkten, die in der Richtlinie ENSI-A05 nicht explizit geregelt sind sowie bei Ungereimtheiten zwischen dem SSHAC-Verfahren<sup>26</sup> und den „Implementation Guidelines“ der U.S. NRC<sup>27</sup> orientiert sich das ENSI in erster Linie an den Empfehlungen des SSHAC<sup>26</sup>.

Zu Kap. 4.6.2.1.2 Bst. a: Die Anforderungen konsolidieren die aus der Anwendung der Richtlinie ENSI-A05 gewonnenen Erfahrungen.

Zu Kap. 4.6.2.1.2 Bst. b Ziff. 3: Die verlangte Liste kann auf der Komponentenliste, dem Sicherheitsbericht oder Anlagenzeichnungen beruhen.

Zu Kap. 4.6.2.1.2 Bst. d Ziff. 2: Für die von dieser Ziffer betroffenen Komponenten und Bauwerke gilt im PSA-Modell oberhalb der Screening-Schwelle die konservative Annahme des garantierten Kern- oder Brennstoffschadens anstelle der expliziten Abbildung ihres seismischen Versagens.

Zu Kap. 4.6.2.1.2 Bst. d Ziff. 3: Die Präzisierung, dass sich das Wichtigkeits-Kriterium auf den zufälligen Ausfall der Komponenten und Bauwerke und nicht auf die Fragilität bezieht, ist erforderlich, da sich die entsprechenden Werte signifikant unterscheiden können.

Zu Kap. 4.6.2.1.2 Bst. f: Die Anforderungen gemäss Ziff. 7 und 8 sind erforderlich, um die Nachvollziehbarkeit der Erdbeben-Analyse sicherzustellen.

#### **4.1.13 Kapitel 4.6.3 „Extreme Winde“**

Zu Bst. a: Das ENSI ist aufgrund der bisherigen Erfahrung zum Schluss gekommen, dass für extreme Winde eine regionale Betrachtung auf Basis von Daten mehrerer repräsentativer Standorte für eine belastbare Bestimmung der standortspezifischen Gefährdung erforderlich ist.

Zu Ziff. 1 (Kurzzeitmesswerte): Seit etwa Anfang der 1980er Jahre erfolgen in MeteoSchweiz-Wetterstationen digitale Messungen von 1-Sekunde-Windböengeschwindigkeiten. Diese Daten sind im Allgemeinen über einen Zeitraum von etwa 30 Jahren verfügbar und werden als Kurzzeitmesswerte bezeichnet.

Zu Ziff. 2 (Langzeitmesswerte): Vor der Zeit der digitalen Messungen erfolgten an gewissen Wetterstationen auch Windgeschwindigkeitsmessungen (z. B. Kloten). Messwerte sind über einen längeren Zeitraum verfügbar (im Allgemeinen > 60 Jahre).

Zu Ziff. 3 (historische Windereignisse): Hier handelt es sich um Windereignisse (Stürme), die sich vor dem Beginn der ordentlichen Windmessungen ereigneten. Im Allgemeinen sind für historische Windereignisse keine Messungen vorhanden.

Zu Ziff. 4 (Daten zu Windfeldern): Karten zur Sturmgefährdung in der Schweiz wurden vom Bundesamt für Umwelt (BAFU) und von MeteoSchweiz herausgegeben. Zurzeit liegt die Studie<sup>30</sup> aus dem Jahr 2014 vor.

Zu Bst. c: Vgl. dazu Thom (1968)<sup>31</sup>.

Zu Bst. d: In der Literatur werden verschiedene Ansätze zur extremwertstatistischen Auswertung von maximalen Windböengeschwindigkeiten verwendet, insbesondere die Block Maxima Method (BMM) und Peaks Over Threshold (POT) Method. Bei der BMM wird üblicherweise eine Generalized Extreme Value (GEV) Distribution, bei POT eine Generalized Pareto Distribution (GPD) zur Bestimmung der jährlichen Überschreitungshäufigkeiten verwendet. Bootstrapping-Methoden<sup>32,33</sup> sind mittlerweile ein verbreiteter Ansatz zur Quantifizierung von Unsicherheiten. In Anbetracht der Vielzahl der Möglichkeiten wird in der Neufassung der Richtlinie ENSI-A05 darauf verzichtet, eine Methode und eine entsprechende Verteilung explizit zu nennen.

Zu Bst. e: Es sind u. a. folgende Ansätze einsetzbar:

- das Plotting-Positions-Verfahren<sup>34</sup> zur Bewertung der Güte der Unsicherheiten der Gefährdungskurve
- Quantil-Quantil-Diagramme (Q-Q-Plots) zur Prüfung der Güte der Schätzung (d. h. wie gut die extremwertstatistische Auswertung zu den Daten passt)
- soweit übertragbar: klimatologische Betrachtungen extremer Ereignisse in der erweiterten Region zur Plausibilisierung der mit der Gefährdungskurve erhaltenen Werte

#### **4.1.14 Kapitel 4.6.4 „Tornados“**

Zu Bst. a: Die Neufassung der Richtlinie ENSI-A05 verwendet die erweiterte Fujita-Skala (EF-Skala)<sup>35</sup>. Sie weist gegenüber der bisherigen Fujita-Skala Verbesserungen auf, da die Kriterien für die der Skala zugrunde gelegten Schadensauswertung und die Geschwindigkeitsbereiche verfeinert wurden. Die neue Skala wird auch von einigen massgeblichen Ländern verwendet.

Die Eintrittshäufigkeiten für die definierten Tornadoklassen in Anhang 7 der Richtlinie, Tabelle A7-1, wurden wie folgt ermittelt. Es wird angenommen, dass Tornados gleichverteilt in einer rechteckigen Fläche von 12 500 km<sup>2</sup> auftreten, wobei die untere Seite des Rechtecks die Strecke zwischen Genf und Schaffhausen darstellt. Gemäss Dotzek (2003)<sup>36</sup> ist statistisch in der Schweiz jährlich mit zirka 2 Tornados zu rechnen. Da davon auszugehen ist, dass nicht alle Tornados registriert werden, ist die tatsächliche Tornadohäufigkeit etwas grösser. Deshalb wird der Wert für die PSA vom ENSI mit zirka 2,5 pro Jahr abgeschätzt. Die überwiegende Mehrzahl der in der Schweiz beobachteten Tornados trat in der oben aufgeführten rechteckigen Fläche auf.

Die USA verfügen mit den Daten des „Storm Prediction Center“ (SPC)<sup>37</sup> weltweit über eine der systematischsten Datensammlungen zu Tornados. Ferner werden seit 1994 in den USA die Tornados fast flächendeckend durch Doppler-Wetterradar identifiziert. Deshalb wurde auf Basis der SPC-Datenbank, welche 27 950 Tornados in den Vereinigten Staaten für den Zeitraum 1994 bis 2016 enthält, eine Verteilung der Tornados nach Tornadoklassen ermittelt, die in der nachfolgenden Tabelle wiedergegeben wird:

<b>Tornadoklassen</b>	<b>Anzahl Tornados in den USA (1994–2016)</b>	<b>Anteil</b>
(E)F0	17 182	61,47 %
(E)F1	7 735	27,67 %
(E)F2	2 224	7,96 %
(E)F3	650	2,33 %
(E)F4	145	0,52 %
(E)F5	14	0,05 %
<b>Total</b>	<b>27 950</b>	<b>100,00 %</b>

Diese Verteilung nach Tornadoklassen wurde auch als repräsentativ für die Schweiz angenommen. Bei Annahme von 2,5 Tornados pro Jahr auf einer rechteckigen Fläche von 12 500 km<sup>2</sup> ergeben sich die mittleren Eintrittshäufigkeiten pro Jahr und km<sup>2</sup> aus Anhang 7 der Richtlinie, Tabelle A7-1.

Die Windböengeschwindigkeiten der Tornado-Klassen in Anhang 7 der Richtlinie, Tabelle A7-1, stammen vom Wild Science and Engineering Center<sup>35</sup>.

Zu Bst. b: Die im Anhang der Richtlinie, Tabelle A7-2, wiedergegebenen Abmessungen der stärkeabhängigen Schadenszüge basieren auf einer Analyse der Daten der European Severe Weather Database (ESWD).<sup>38</sup> Die umfangreichen Daten der SPC-Datenbank<sup>37</sup> wurden für die Bestimmung der Schadenszugsabmessungen nicht verwendet, da für alle Tornados ab 1994

die maximale Breite des Schadenszugs in der Datenbank ausgewiesen wird und daher diese Datenbank für die Ermittlung von Best-Estimate-Tornadoabmessungen nicht geeignet ist.

#### **4.1.15 Kapitel 4.6.5 „Externe Überflutung“**

Zu Bst. e: Die bauartspezifische Bestimmung von Versagenshäufigkeit und Versagenskonsequenzen ist bevorzugt dann anzuwenden, wenn das Versagen einer oder mehrerer wasserbaulicher Einrichtungen zu gravierenden Konsequenzen am Standort des Kernkraftwerks führen kann.

Zu Bst. l: Das Screening-Kriterium ist an das bestehende *CDF*- bzw. *FDF*-Screening-Kriterium für die externen Ereignisse, die unter Kap. 4.6.1 Bst. e aufgeführt sind, angelehnt.

#### **4.1.16 Kapitel 4.6.6 „Flugzeugabsturz“**

Der Kategorisierung der Flugzeuge liegen folgende Betrachtungen zu Grunde:

- Bst. a (Verkehrsflugzeuge): International (vgl. European Aviation Safety Agency<sup>39</sup> und American Federal Aviation Administration<sup>40</sup>) werden Flugzeuge mit einer Masse grösser als 5 700 kg beziehungsweise 12 500 Pfund als Grossflugzeuge („large aircrafts“) betrachtet. Hierzu gehören auch entsprechend schwere Militärflugzeuge zum Transport von Gütern und Personen.
- Bst. b (strahlgetriebene Kampfflugzeuge): In dieser Kategorie werden nur Kampfflugzeuge mit Strahltrieb (Kampffjets) behandelt. Diese sind typischerweise darauf ausgelegt, Überschallgeschwindigkeiten zu erreichen.
- Bst. c (Leichtflugzeuge und Hubschrauber): In dieser Kategorie werden auch Hubschrauber (inklusive Militärhubschrauber) berücksichtigt. Hierzu gehören auch Militärflugzeuge zum Transport von Gütern und Personen in dieser Gewichtsklasse.

Zu Kap. 4.6.6.1: Aus Sicht des ENSI sind das Reaktorgebäude und das Notstandsgebäude die wesentlichen zu betrachtenden Gebäude. Weitere Gebäude und das Anlagengelände können aufgrund anlagenspezifischer Besonderheiten einen nicht vernachlässigbaren Beitrag zur *CDF* bzw. *FDF* leisten und müssen daher auch analysiert werden. Jedoch ist es wegen der grossen Unterschiede zwischen den verschiedenen Anlagen nicht möglich, die zu analysierenden Gebäude vorgängig zu spezifizieren.

Zu Kap. 4.6.6.1.1 (gesamtes Rechenmodell inkl. Formeln und Daten): Der vom ENSI zur Harmonisierung der Modellierung des Flugzeugabsturzes in der PSA gewählte Ansatz entspricht dem Seabrook-Modell<sup>41</sup>, welches eine Abwandlung des Hornyik-Modells<sup>42</sup> darstellt. Das Modell erlaubt im Unterschied zu anderen international akzeptierten Methoden wie z. B. dem

DOE-Standard<sup>43</sup> eine standortspezifische Quantifizierung der Absturzhäufigkeit auch in Gebieten, welche sich nicht in unmittelbarer Nähe eines Flughafens befinden. Die Schweizer Kernkraftwerke sind alle mindestens 25 km von einem Flughafen entfernt.

Zu Kap. 4.6.6.1.1 Bst. a: Bei der Anwendung für Transitbewegungen gilt der Index  $j$  entweder für einen einzelnen Korridor oder für einen Korridor, der für eine abdeckende Zusammenfassung (im Sinne von Bst. g) mehrerer einzelner Korridore definiert ist.

Zu Kap. 4.6.6.1.1 Bst. a, f und i: Die bedingte Absturzdichte  $\rho$  wird mittels eines geometrischen Modells bestimmt.

Zu Kap. 4.6.6.1.1 Bst. e und h: Die internationale Erfahrung fliesst in den Faktoren  $C$  (Absturzs-raten in Flughafennähe und bei Transitflügen) ein. Hierzu gibt es einfach zugängliche und jährlich aktualisierte Statistiken von Boeing. Für die Richtlinie wurde der Stand 2017 verwendet.<sup>44,66</sup> Die Herleitung der in der Richtlinie ENSI-A05 festgelegten Werte für die Absturzs-raten befindet sich in Anhang 3 dieses Dokuments. Das Seabrook-Modell stellt einen klaren Bezug zu den Flugphasen her, wie sie in der Luftfahrt bezeichnet werden, und ermöglicht dadurch, dass vorhandene Daten eindeutig den verschiedenen Summanden in der Formel zur Bestimmung der Häufigkeit eines Flugzeugabsturzes zugewiesen werden können.

Zu Kap. 4.6.6.2 Bst. b: Der Betrachtungszeitraum von mindestens 20 Jahren soll sicherstellen, dass die statistische Basis zur Absturzhäufigkeit von Militärflugzeugen ausreichend belastbar ist. Der Betrachtungszeitraum sollte aus Sicht des ENSI jedoch nicht zu gross gewählt werden, da die dann erfassten Abstürze u. U. nicht mehr repräsentativ für die Absturzs-rate der aktuellen Militärflugzeugflotte der Schweiz sind.

#### **4.1.17 Kapitel 4.7 „Quantifizierung und Stufe-1-PSA-Ergebnisse“**

Zu Kap. 4.7.1 Bst. f: Eine vom ENSI akzeptierte Grundlage ist in Apostolakis & Kaplan<sup>45</sup> dargestellt.

Zu Kap. 4.7.2.2 Bst. d: Die Vorgehensweise hierzu ist in einer HSK-Aktennotiz<sup>46</sup> beschrieben.

#### **4.1.18 Screeningkriterien**

Die Richtlinie ENSI-A05 lässt in verschiedenen Bereichen der PSA das qualitative beziehungsweise quantitative Screening von (kleinen) Risikobeiträgen zu. Nachfolgende Tabelle zeigt sämtliche ENSI-A05-Screeningkriterien im Überblick:

Kriterium			
Ereignis	<i>CDF</i> bzw. <i>FDf</i> [1/Jahr]	Häufigkeit des auslösenden Ereignisses [1/Jahr]	Bemerkung
interne Ereignisse		$< 10^{-8}$ und $CCDP^* < 1$	
Brand	$< 10^{-8}$		kumulativer Beitrag aller quantitativ gescreenten Szenarien
interne Überflutung	$< 10^{-8}$		kumulativer Beitrag aller quantitativ gescreenten Szenarien
Turbinenzerknall	$< 10^{-9}$		nur <i>CDF</i> -Beitrag
Explosion und Freisetzung giftiger Gase	$< 10^{-9}$		
externe Gefährdung		qualitatives Kriterium	nur für Kap. 4.6.1 der Richtlinie
	$< 10^{-9}$		
Leichtflugzeug	$< 10^{-9}$		

\* *CCDP*: Conditional Core Damage Probability; bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit

#### 4.1.18.1 Interne Ereignisse

Ein detailliertes Modell für die internen Ereignisse ist die Voraussetzung für die weitere Modellierung. Bei der Modellierung externer und interner systemübergreifender Ereignisse ist ein detailliertes PSA-Modell notwendig, da sich die Importanz von Komponenten und Systemen stark ändern kann. Ferner ist ein hoher Detaillierungsgrad die Voraussetzung für die Durchführung einer aussagekräftigen Ereignisanalyse.

#### 4.1.18.2 Brand und interne Überflutung

Das Screeningkriterium für Brand- und interne Überflutungsszenarien ist angelehnt an das Kriterium für interne Ereignisse, wonach ein Ereignis mit einer maximalen *CDF* von knapp  $10^{-8}$  pro Jahr noch gescreent werden kann, wenn die *CCDP* fast 1 beträgt. Statt einer Häufigkeit für das auslösende Ereignis, verbunden mit einer Angabe zur *CCDP*, wird (aus Aufwandsgründen) direkt die *CDF* verwendet. Dieses Vorgehen ist auch international üblich (vgl. NUREG/CR-6850<sup>20</sup>). Die angegebene *CDF* ist zu verstehen als die Summe aller *CDF*-Beiträge der gescreenten Einzelszenarien für Brand respektive interne Überflutung (kumulative *CDF*, vgl. IAEA Safety Standard SSG-3<sup>6</sup>, Para. 7.42 (1) und 7.84 (a); NUREG/CR-6850<sup>20</sup>, 2.2, Quantitative Screening, Task 7). Die Ausführungen gelten sinngemäss für die *FDf*.

Die Präzisierung des Auswahlprozesses, dass Brandausbreitung und Ausbreitung interner Überflutungen zu berücksichtigen sind, entspricht internationalem Regelwerk (vgl. IAEA Safety Standard SSG-3<sup>6</sup>, Para. 7.43 und 7.80 b).

#### 4.1.18.3 Turbinenzerknall, Explosion und Freisetzung giftiger Gase

Die Gefährdung durch Turbinenzerknall trägt erfahrungsgemäss nur zu einem geringen Teil zur *CDF* bei, auch wenn die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses nicht a priori kleiner ist als  $10^{-8}$  pro Jahr. Deshalb wird hierfür ein *CDF*-Screening-Kriterium eingeführt. Es ist analog jenem für externe Ereignisse.

#### 4.1.18.4 Externe Gefährdung

Für das Screening externer Gefährdungen wurden zwei Kriterien formuliert, von denen jedes als alleiniges Kriterium verwendet werden kann (Oder-Verbindung).

**Kriterium 1 (qualitative Diskussion):** Das qualitative Kriterium erleichtert das Screening bei schwieriger quantitativer Nachweisführung (z. B. falls eine etablierte, mit verhältnismässigem Aufwand handhabbare, Quantifizierungsmethode fehlt).

Beispiele für das qualitative Screening sind:

- Die Gefährdung führt nicht zu einem auslösenden Ereignis.
- Die Gefährdung ist bereits in einer anderen in der PSA modellierten Gefährdungskategorie enthalten.

**Kriterium 2 (*CDF* bzw. *FDF*):** Die *CDF*- bzw. *FDF*-Angabe deckt diejenigen Fälle ab, bei denen der Auslöser relativ häufig, aber mit geringer Konsequenz auftritt beziehungsweise selten mit katastrophaler Konsequenz. Das *CDF*- bzw. *FDF*-Kriterium ist strenger als bei den internen systemübergreifenden Ereignissen formuliert, da die Modellierung der externen Ereignisse meist mit grossen Unsicherheiten behaftet ist.

#### 4.1.18.5 Leichtflugzeug

Das Screening erfolgt ausschliesslich über das Kriterium 2 (*CDF* bzw. *FDF*). Der Absturz eines Leichtflugzeugs ist ein relativ häufiges Ereignis mit geringer Konsequenz für die Kernanlage und sollte aus diesem Grund probabilistisch (quantitativ) bewertet werden.

## **4.2 Kapitel 5 „Technische Anforderungen an eine Stufe-2-PSA für Kernkraftwerke“**

### **4.2.1 Kapitel 5.2 „Tragfähigkeit des Containments“**

Zu Bst. i: Typischerweise sind grosse Sicherheitsbehälter aus Stahl empfindlich gegenüber einer Druckbelastung von aussen. Bei gewissen Unfallszenarien (wie z. B. Venting mit anschliessender Kondensation von Wasserdampf bei geschlossener Venting-Leitung) kann es unter Umständen zu einem Unterdruckversagen des Sicherheitsbehälters kommen.

### **4.2.2 Kapitel 5.4 „Verlauf des schweren Unfalls“**

Zu Bst. d: Eine Verzweigung im UAB behandelt das Containmentversagen aufgrund einer Wasserstoffverbrennung. Die entsprechende Verzweigungswahrscheinlichkeit hängt dann möglicherweise von verschiedenen Unterverzweigungen ab, welche nicht notwendigerweise im UAB sichtbar sind: Wahrscheinlichkeit, dass eine Zündquelle vorliegt; Wahrscheinlichkeit für den Übergang von einer Deflagration zu einer Detonation; etc.

Zu Bst. e: Verzweigungswahrscheinlichkeiten für Personalhandlungen können gemäss Kap. 4.3.2.3 der Richtlinie bestimmt werden. Bst. e bezieht sich auf dem Leitfaden Methodenband BfS<sup>7</sup>, Kap. 5.3.2.2 sowie auf dem IAEA Safety Standard SSG-4<sup>47</sup>, Para. 5.21 und 5.22. Die oben genannten BfS- und IAEA-Zitatstellen stützen Bst. e:

- Leitfaden Methodenband BfS<sup>7</sup>, Kap. 5.3.2.2: Methoden der Stufe-1-HRA sind in analoger Weise anzuwenden, unter Beachtung der Bedingungen des Unfallgeschehens, insbesondere hinsichtlich der verfügbaren Informationen zum jeweiligen Anlagen-, System- und Komponentenzustand.
- IAEA Safety Standard SSG-4<sup>47</sup>, Para. 5.21: Stufe-2-PSA-Accident-Management-Handlungen sind zu modellieren. Para. 5.22: Bei deren probabilistischen Behandlung ist auf Konsistenz zu Stufe-1-PSA-Accident-Management-Handlungen zu achten und es sind Abhängigkeiten einzubeziehen.
- IAEA-TECDOC-1229<sup>48</sup>, Para. 3.2.4: Auflistung der erschwerenden Bedingungen in Szenarien der Stufe-2-PSA

Aufgrund des eingetretenen Kernschadens ist von einem erhöhten Stress auszugehen, wodurch sich aufgrund der notwendigen Strahlenschutzmassnahmen die Arbeitsbelastung weiter erhöht.

Die erwähnte ASEP-Screening-Methode (Initial Screening Model) ist in NUREG/CR-4772<sup>49</sup>, Kapitel 7 beschrieben.

Zu Bst. f: Öffentliche und anerkannte Studien betreffend Unsicherheiten bei den Verzweigungswahrscheinlichkeiten sind beispielsweise NUREG-1150<sup>50</sup>, NUREG/CR-6109<sup>51</sup> und NUREG/CR-7110<sup>52</sup>.

### **4.2.3 Kapitel 5.6 „Quantifizierung und Stufe-2-PSA-Ergebnisse“**

Zu Kap. 5.6.2.4: Damit ist beispielsweise die Nachrüstung zusätzlicher Systeme (Drywell-Sprüh-und-Flutsystem, Wasserstoffrekombinatoren) gemeint.

## **4.3 Kapitel 7 „PSA für andere Kernanlagen“**

### **4.3.1 Kapitel 7.1 „Forschungsreaktoren und Zwischenlager“**

Kapitel 7.1 konkretisiert die Umsetzung von Art. 22 KEV bezüglich PSA und legt für Forschungsreaktoren und Zwischenlager einen angemessenen Umfang an probabilistischen Analysen fest. Das festgelegte Ausmass der PSA-Anforderungen richtet sich nach der Gefährdungseinstufung gemäss Art. 22 KEV.

### **4.3.2 Kapitel 7.2 „Geologische Tiefenlager“**

Das geologische Tiefenlager gilt als Einrichtung zur Entsorgung von radioaktiven Abfällen und gemäss Art. 3 Bst. d KEG damit als Kernanlage. Zur Kernanlage gehören gemäss Art. 49 Abs. 5 KEG auch die mit dem Bau und dem Betrieb zusammenhängenden Erschliessungsanlagen und Installationsplätze. Die Notwendigkeit der Erstellung einer PSA für diese Kernanlage ergibt sich daraus, dass eine Baubewilligung erforderlich ist (Art. 15 KEG) und mit dem Baubewilligungsgesuch eine PSA einzureichen ist (Art. 24 Abs. 2 Bst. a KEV).

Wer eine Kernanlage bauen oder betreiben will, braucht eine Rahmenbewilligung des Bundesrates (Art. 12 Abs. 1 KEG), sofern dieser die Kernanlage nicht als Anlage mit geringem Gefährdungspotenzial bezeichnet (Art. 12 Abs. 3 KEG). Der Bundesrat hat mit der Verabschiedung des Konzeptteils Sachplan behördenverbindlich festgelegt, dass für geologische Tiefenlager eine Rahmenbewilligung erforderlich ist. Hinsichtlich des Bau- sowie des Betriebsbewilligungsverfahrens leitet das ENSI daraus ab, dass der Gesetzgeber eine umfassendere probabilistische Analyse für geologische Tiefenlager erwartet, als für Anlagen mit geringem Gefährdungspotenzial.

Bei der Entwicklung der PSA für geologische Tiefenlager steht die Bewertung der Betriebsphase, insbesondere für den Zeitraum der Einlagerung, im Vordergrund.

Zu Bst. a: Die Risikokenngrösse könnte sich möglicherweise an die *TRAR* (Total Risk of Activity Release) anlehnen.

Zu Bst. b: Die der risikotechnischen Bewertung der nuklearen Sicherheit zugrunde liegenden Sicherheitsziele könnten anhand von Dosisrechnungen abgeleitet werden. Dazu könnten für die bei auslegungsüberschreitenden Störfällen und Unfällen freigesetzten Nuklide Dosisberechnungen durchgeführt werden. Die Ausgewogenheit von Unfallabläufen, Komponenten und Personalhandlungen kann basierend auf den jeweiligen Beiträgen zum Risiko bewertet werden.

## 4.4 Anhang 1 „Begriffe (gemäss ENSI-Glossar)“

Detaillierte Angaben zur Ableitung der Definition der *CDF* und *FDF* finden sich in der HSK-AN-5588<sup>53</sup>.

Hintergründe zur Definition der *LRF* beziehungsweise *LERF* und *TRAR* finden sich in der HSK-AN-6209<sup>54</sup>.

Die Definition des Begriffs „Brandabschnitt“ fasst die Definitionen von Brandabschnitten und von brandabschnittsbildenden Bauteilen entsprechend Art. 31 der VKF-Brandschutznorm<sup>55</sup> in einem Satz zusammen.

## 4.5 Anhang 5 „Personalhandlungen bei Erdbeben“

### 4.5.1 Pauschaler Modellansatz

Der pauschale Modellansatz ohne Verfeinerung (Anhang 5 der Richtlinie, A5.1.1) zur Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Personalhandlungen (HEPs) bei Erdbeben ist wie folgt begründet:

- **Stand von Wissenschaft und Technik:** Es entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik, dass HEPs an die modellierten Erdbebenszenarien angepasst werden<sup>56,57</sup>.
- **Erdbebenbeschleunigung als massgeblicher Parameter:** Bei diesem Modellansatz wird die Quantifizierung der HEP von der Erdbebenbeschleunigung (PGA) abhängig gemacht, was dem Stand der Technik entspricht<sup>58,59,60,61</sup>. Der Ansatz geht davon aus, dass mit zunehmender Erdbebenbeschleunigung eine grössere Unsicherheit über das Schadensausmass in der Anlage vorliegt und somit schon allein dadurch der Stress für das Personal ansteigt.
- **0,2 g als unterer Schwellenwert:** Es wird davon ausgegangen, dass spätestens im Bereich von 0,2 g (Spitzenbeschleunigung am Fundament des Reaktorgebäudes) das Anlagenpersonal unsicher bezüglich des Schadensausmasses in der Anlage ist und daher die Randbedingungen für die Störfallbeherrschung erschwert sind (verglichen mit denjenigen bei einer intern ausgelösten Transiente). Aus diesem Grund wurde dieser Schwellenwert für den Beginn der HEP-Korrektur bei Erdbeben gewählt.
- **0,6 g als oberer Schwellenwert:** Ab 0,6 g wird davon ausgegangen, dass es wenig wahrscheinlich ist, dass die Operateure die in der PSA als notwendig modellierten Handlungen noch rechtzeitig durchführen können, da der Anlagezustand kaum noch überblickt werden kann. Viele Komponenten in der Anlage sind mit grosser Wahrscheinlichkeit ausgefallen, und es besteht

eine grosse Unsicherheit über die Verlässlichkeit noch vorhandener Instrumentierung. Das Potenzial für Handlungen, welche die Situation durch Fehleinschätzungen verschlimmern („Errors of Commission“), ist dadurch gross. Durch die grossen Beschleunigungen besteht Verletzungsgefahr in der Warte, zumal die Beschleunigung auf der Ebene des Hauptkommandoraums deutlich stärker als am Fundament des Reaktorgebäudes ist. Eine Studie<sup>62</sup> zur Sicherheit von Passagieren öffentlicher Verkehrsmittel hält fest, dass bei Beschleunigungen von 0,8 g oder mehr die Passagiere mit grosser Wahrscheinlichkeit Sturzverletzungen davontragen. Zudem ist die psychologische Belastung für das Personal enorm, da unklar ist, was ausserhalb der Anlage passiert ist. Obgleich in der Praxis nicht alle Personalhandlungen ab einer Beschleunigung von 0,6 g garantiert ausgefallen sein werden, geht das Modell des ENSI für die in der PSA als notwendig modellierten Handlungen konservativ hiervon aus.

- **Zeitfaktor:** Es wird unterschieden zwischen kurzfristigen Handlungen (innerhalb der ersten Stunde; durchgezogene Linie in Abbildung A5-1 im Anhang 5 der Richtlinie) und späteren Handlungen (gestrichelte Linie in Abbildung A5-1 im Anhang 5 der Richtlinie).
  - **Kurzfristige Handlungen:** Innerhalb der ersten Stunde nach einem Erdbeben ist das Anlagenpersonal mit der Evaluation des Anlagezustands beschäftigt – Stress und Arbeitsaufwand sind gegenüber internen Störfällen deutlich erhöht. Es wird für das Beschleunigungsintervall zwischen 0,2 g und 0,6 g angenommen, dass die HEP einer kurzfristigen Handlung linear mit der Erdbebenbeschleunigung ansteigt. Die lineare Interpolation der HEPs zwischen der HEP für interne Ereignisse und einem vordefinierten, maximalen Wert des HEPs in Abhängigkeit von der Erdbeben-Beschleunigung ist ein weit verbreiteter Ansatz, der auch in verschiedenen amerikanischen PSA verwendet wird.
  - **Langfristige Handlungen:** Bei Personalhandlungen, bei denen mehr Zeit (d. h. über eine Stunde) zur Verfügung steht, so dass der Anlagezustand durch Rundgänge und Kontrollen ermittelt werden kann, wird die HEP nicht mehr durch das Erdbebenereignis bestimmt, sondern ist vergleichbar mit einer intern ausgelösten Notfallsituation. Dementsprechend wird (bei Beschleunigungen kleiner 0,6 g) keine Anpassung vorgenommen.

#### 4.5.2 Verfeinerter pauschaler Modellansatz

Der pauschale Modellansatz mit Verfeinerung (Anhang 5 der Richtlinie, A5.1.2) zur Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Personalhandlungen bei Erdbeben ist wie folgt begründet:

- **Verfeinerte Einteilung des Zeitbereichs für langfristig erforderliche Handlungen:** Externe Unterstützung und die damit einhergehende Reduzierung der Arbeitsbelastung ist wahrscheinlicher mehrere Stunden nach Störfallbeginn als kurz nach Ablauf der ersten Stunde. Insofern sind signifikante Unterschiede in der Arbeitsbelastung in dem nach der ersten Stunde beginnenden Zeitbereich zu erwarten. Nach Ablauf der ersten 12 Stunden ist es wahrscheinlich, dass sich - selbst beim Vorliegen widriger Umstände bezüglich der Zugänglichkeit des Kraftwerksareals - ein Notfallstab gebildet hat, welcher die Störfallbehandlung koordiniert und somit gesamthaft zur Reduzierung der Arbeitsbelastung beiträgt.
- **Glättung der Sprungfunktion im Langzeitbereich:** Die stetige Modellierung für nach einer Stunde angeforderte Handlungen beseitigt ein zu sensibles Verhalten der PSA-Resultate bei kleinen Änderungen in den Belastungsannahmen (z. B. von 0,59 g auf 0,61 g).
- **Fehlerwahrscheinlichkeiten kleiner als 1 am oberen Ankerpunkt von 0,6 g:** Hinsichtlich der Durchführbarkeit von Handlungen bei einer PGA von 0,6 g bestehen erhebliche Unsicherheiten bezüglich des nach einem Erdbeben schwer zu überblickenden Anlagezustands, des erhöht vorhandenen EOC-Potenzials und der erhöht vorhandene Verletzungsgefahr. Die verschärfte Regelung zur Modellierung von Instrumentierung und Anleitung durch Vorschriften (Grundvoraussetzung für die Kreditierbarkeit von Handlungen gemäss verfeinertem Modellansatz) trägt zur Reduzierung dieser Unsicherheit bei. Diese Reduzierung der Unsicherheit stützt eine weniger konservative Festlegung der HEP am oberen Ankerpunkt. Um den Modellierungsfehler, der mit einer einfachen Unterscheidung zwischen drei Zeitbereichen verbunden ist, möglichst klein zu halten, wurden zur Bestimmung dieser HEPs Interpolationen basierend auf einer gleichmässigen Unterteilung des Wertebereichs (von der HEP für interne Ereignisse bis hin zu einer HEP von 1) verwendet:
  - $HEP_{int} + 0,75 (1 - HEP_{int})$  für kurzfristig bzw.
  - $HEP_{int} + 0,5 (1 - HEP_{int})$  für mittelfristig bzw.
  - $HEP_{int} + 0,25 (1 - HEP_{int})$  für langfristig
 angeforderte Handlungen (bei einer PGA von 0,6 g).

Diese Unterteilung stellt zudem sicher, dass die HEP am oberen Ankerpunkt stets in der oberen Hälfte (0,25 bis 1) der Unsicherheitsverteilung der HEP liegt (Median = 0,25, Streufaktor = 5), welche gemäss THERP (NUREG/CR-1278<sup>63</sup>) für anspruchsvolle Tätigkeiten (dynamic tasks) unter extrem hohem Stress anzunehmen ist.

- **Funktionale Repräsentation der Ankerpunkte:** Die Lognormalverteilung gehört zu den üblichen Modellen (z. B. Porter et al., 2007<sup>64</sup>), die zur quantitativen Darstellung eines Zusammenhangs zwischen Belastung (Englisch „Load“, in diesem Fall ausgedrückt durch die PGA) und Versagenswahrscheinlichkeit eingesetzt werden. Dabei wird die Belastbarkeit (Englisch „Strength“, S) als Zufallsgrösse (in diesem Fall ebenfalls ausgedrückt durch die PGA) modelliert. Um die Ankerpunkte zu repräsentieren, wird die Lognormalverteilung wie folgt verwendet:

$$HEP = HEP_{int} + (1 - HEP_{int}) \Phi \left[ \frac{\ln \left( \frac{PGA - 0,2 \text{ g}}{m_S} \right)}{\beta} \right]$$

Im Fall begrenzt verfügbarer Datenpunkte wird für den Streuungsparameter  $\beta_S$  (Standardabweichung vom natürlichen Logarithmus der Belastbarkeit, in diesem Fall ebenfalls ausgedrückt als PGA auf einer Skala mit 0,2 g als Nullpunkt) der Belastbarkeit (Englisch: Strength, S) ein Wert von 0,4 empfohlen<sup>64</sup>. Dies entspricht in etwa einer Anpassung der linearen Funktion (Abbildung A5-1 der Richtlinie) durch eine Lognormalverteilung an den Punkten mit den Versagenswahrscheinlichkeiten 0,5 und 0,95. Bei einer gegebenen PGA bestehen Unsicherheiten hinsichtlich der tatsächlich in der Anlage auftretenden Schäden (vgl. Amico et al., 2011<sup>65</sup>), und somit auch hinsichtlich des Schwierigkeitsgrad der vom Personal zu bewältigenden Aufgaben. Daher wird hier die Belastung (Englisch: Load, L) ebenfalls als Zufallsgrösse modelliert. Analog zur Belastbarkeit wird für die Belastung auch 0,4 als Streuungsparameter  $\beta_L$  verwendet. Somit hat der gesamthafte Streuungsparameter einen Wert von  $\beta = (\beta_S^2 + \beta_L^2)^{0,5} = (0,4^2 + 0,4^2)^{0,5} = 0,566$ . Der Lageparameter  $m_S$  (Median der Belastbarkeit auf einer Skala mit 0,2 g als Nullpunkt) ergibt sich aus der jeweiligen HEP am oberen Ankerpunkt.

## 5 Inhaltliche Änderungen gegenüber der Ausgabe Januar 2009

- Kap. 4.1 (Umfang der Stufe-1-PSA): Bst. b wurde angepasst.
- Kap. 4.3.1 (Identifizierung und Auswahl der zu analysierenden Personalhandlungen): Bst. d zu Errors of Commissions wurde erweitert, Bst. e präzisiert und ein neuer Bst. g wurde erstellt.
- Kap. 4.3.2.3 (Kategorie-C-Handlungen): Bst. h wurde ergänzt, Bst. i präzisiert.
- Kap. 4.3.2.4 (Abhängigkeiten): Bst. a und b wurden präzisiert.

- Kap. 4.4.1.3 (Quantifizierung der Häufigkeit auslösender Ereignisse): Bst. e wurde neu formuliert. Referenzen zur OPDE (OECD Piping Failure Data Exchange Project) wurden gelöscht, da sie nicht mehr aktuell sind.
- Kap. 4.5.1 (Auswahlverfahren und Auswahlkriterien): Bst. c betrifft nur noch Explosion und Freisetzung giftiger Gase; Bst. d zu Turbinenzerknall wurde präzisiert.
- Kap. 4.5.2.1 (Identifizierung und Auswahl relevanter Brandabschnitte): Bst. e und f wurden an den IAEA Safety Standard SSG-3<sup>6</sup>, Para. 7.22, 7.30, 7.32 bzw. 7.43 angepasst.
- Kap. 4.5.2.3 (Identifizierung und Auswahl relevanter Brandszenarien): Bst. a wurde erweitert und Bst. f präzisiert.
- Kap. 4.5.3.1 (Identifizierung und Auswahl relevanter Überflutungsbereiche): Bst. e und f wurden präzisiert.
- Kap. 4.5.4 (Turbinenzerknall): Neuformulierung und Präzisierung diverser Punkte.
- Kap. 4.6.1 (Externe Ereignisse, Auswahlverfahren und Auswahlkriterien): Die Liste der zu analysierenden Gefährdungen (Bst. b) wurde dem aktuellen Stand der Wissenschaft und Technik aktualisiert. Ein neuer Bst. c wurde erstellt.
- Kap. 4.6.2 (Erdbeben): Im gesamten Kapitel wurden verschiedene Punkte präzisiert.
- Kap. 4.6.2.1.1 (Gefährdungsanalyse): Die methodischen Anforderungen an die PSHA (neu Bst. b) wurden gänzlich überarbeitet.
- Kap. 4.6.2.1.2 (Fragility-Analyse): Zu den Anforderungen an die Berechnung der Etagenantwortspektren wurde neu der Bst. a aufgenommen.
- Kap. 4.6.3 (Extreme Winde): Bst. b (neu Bst. a): Die zu erfassenden Daten zu Windereignissen und Windspitzengeschwindigkeiten wurden präzisiert. Bst. e (neu Bst. d): Die Anwendung einer Gumbelverteilung wird nicht mehr verlangt. Ein neuer Bst. e (Plausibilisierung der Windgefährdungskurve) wurde aufgenommen. Bst. i, j und l wurden präzisiert.
- Kap. 4.6.4 (Tornados): Bst. b (neu Bst. a): Neu wird die erweiterte Fujita-Skala verwendet. Mittlere Eintrittshäufigkeiten pro Jahr und km<sup>2</sup> wurden für die verschiedenen Tornadostärken angegeben (Anhang 7). Bst. c (neu Bst. b): Die Abmessungen des Schadenszuges wurden dem aktuellen Stand der Wissenschaft und Technik angepasst (Anhang 7). Neue Punkte (Bst. c und d) wurden in die Richtlinie aufgenommen. Bst. g (neu Bst. h), h (neu Bst. i) und j (neu Bst. k) wurden präzisiert.

- Kap. 4.6.5 (Externe Überflutung): Verschiedene Punkte wurden präzisiert, insbesondere Bst. d (neu Bst. c), Bst. e (neu Bst. f), Bst. h (neu Bst. i). Bei Bst. d (neu Bst. c) wird nicht mehr die Anwendung einer Pearson-III-Verteilung vorgeschrieben. Neue Punkte zur Bestimmung des Wasserstandes an kritischen Bauwerken oder Strukturen (neu Bst. d) und zu „Dominoversagen“ (neu Bst. l) wurden hinzugefügt.
- Kap. 4.6.6 (Flugzeugabsturz): Die Bezeichnungen der Flugzeugkategorien wurden präzisiert, um eine eindeutige Zuordnung der Luftfahrzeuge in die definierten Kategorien sicherzustellen. Die Absturzraten (neu Kap. 4.6.6.1 Bst. e und h) wurden an den aktuellen Daten aus der Boeing-Studie<sup>44</sup> angepasst. Kap. 4.6.6.1 Bst. o (neu Kap. 4.6.6.1.2 Bst. c) - Absturzszenarien, die zu einem Durchschlagen der Gebäudewänden - wurde präzisiert. Neu wird die Möglichkeit gegeben, eine detailliertere Analyse des Schadensbildes durchzuführen, anstatt pauschal anzunehmen, dass alle Komponenten im Gebäude ausgefallen sind.
- Kap. 4.7.2.3 (Erkenntnisse): Bst. b der früheren Version der Richtlinie wurde gelöscht.
- Kap. 5.4 (Verlauf des schweren Unfalls): neuer Bst. e zu Verzweigungswahrscheinlichkeiten für Personalhandlungen wurde erstellt.
- Kap. 5.6 (Quantifizierung und Stufe-2-PSA-Ergebnisse): Die Grössen *SLERF*, *SLRF* und *STRAR* werden neu aufgeführt. In Kap. 5.6.2.4 wurde Bst. c der früheren Version der Richtlinie gestrichen.
- Kap. 6.2 (Dokumentation): Das Kapitel wurde neu organisiert: Neu wird zwischen den inhaltlichen Anforderungen (Kap. 6.2.1) und den Regelungen zur Einreichung der PSA-Dokumentation unterschieden (Kap. 6.2.2). Kap. 6.2 Bst. c aus der früheren Version der Richtlinie wurde gestrichen. In Kap. 6.2.2 wurden die Regelungen zur Einreichung der PSA-Dokumentation präzisiert.
- Kap. 7 (PSA für andere Kernanlagen): Das Kapitel wurde mit den Anforderungen an eine PSA für geologische Tiefenlager ergänzt.
- Anhang 1 (Begriffe gemäss ENSI-Glossar): Folgende Begriffe wurden neu definiert oder ergänzt (Brandabschnitt, Fussell-Vesely Importanz, Kategorie-A-Handlungen, Kategorie-B-Handlungen, Risk Achievement Worth, Stufe-1-PSA, Stufe-2-PSA). Neue Begriffe (Basisereignis, Error of Commission, Kategorie-C-Handlung in Unfallsequenzen mit Anforderung des Notfallstabs, Master Logic Diagrams, *SLERF*, *SLRF*, *STRAR*) wurden hinzugefügt. Der Begriff „PSA-relevant“ wurde neu eingeführt (ersetzt „PSA-relevante Komponenten“).
- Anhang 2 (Abkürzungen): Die Liste der Abkürzungen wurde aktualisiert.

- Der Anhang 5 (Personalhandlungen bei Erdbeben) wurde ergänzt.
- Ein neuer Anhang (Anhang 6) zu den Mindestanforderungen an die Mitwirkung der Experten in der PSHA wurde erstellt.
- Die Tabellen mit den Vorgaben zur Bestimmung der Tornadogefährdung befinden sich im Anhang 7.
- Die Tabellen zur Darstellung der Stufe-1- und Stufe-2-PSA-Resultate (Kap. 4.7.2 und 5.6.2) befinden sich im Anhang 8.

## Anhang 1: IAEA Safety Standards

ID	Nr.	Anforderung	Abbildung im Schweizer Regelwerk
SSR-2/2	4.32	<p>If a probabilistic assessment of risk is to be used for decision making purposes, the operating organization shall ensure that the risk analysis is of appropriate quality and scope for decision making purposes. The risk analysis shall be performed by appropriately skilled analysts and shall be used in a manner that complements the deterministic approach to decision making, in compliance with applicable regulations and plant licence conditions.</p>	Kap. 4 und 5 ENSI-A05
SSR-2/2	4.46	<p>The scope of the safety review shall include all safety related aspects of an operating plant. To complement deterministic safety assessment, probabilistic safety assessment (PSA) can be used for input to the safety review to provide insight into the contributions to safety of different safety related aspects of the plant.</p>	Kap. 4 und 5 ENSI-A05
NS-R-3	1.12	<p>As used in this publication, the term “risk” refers to the product derived from the multiplication of the probability of a particular event that results in the release of radioactive material by a parameter corresponding to the radiological consequences of this event. In concept, a comprehensive risk analysis includes all the sequential steps of analysing all the initiating events, following for each initiating event all the possible sequences of subsequent events, associating a probability value with each of these sequences and ending with the consequences for individuals, the population and the environment. In some States, it is an established practice to utilize parts of such a risk analysis and to define probabilistic requirements to supplement traditional deterministic analysis and engineering judgement.</p>	Kap. 4 und 5 ENSI-A05

---

NS-R-3	2.18	Appropriate methods shall be adopted for establishing the hazards that are associated with major external phenomena. The methods shall be justified in terms of being up to date and compatible with the characteristics of the region. Special consideration should be given to applicable probabilistic methodologies. It should be noted that probabilistic hazard curves are generally needed to conduct probabilistic safety assessments for external events.	Kap. 4.6 ENSI-A05
--------	------	--	-------------------

---

## Anhang 2: WENRA Safety Reference Levels

Nr.	Anforderung	Abbildung im Schweizer Regelwerk
E6.1	Credible combinations of individual events, including internal and external hazards, that could lead to anticipated operational occurrences or design basis accidents, shall be considered in the design. Deterministic and probabilistic assessment as well as engineering judgement can be used for the selection of the event combinations.	Kap. 5.1.1 ENSI-A01 Kap. 4 ENSI-A05
F2.1	A set of DEC's shall be derived and justified as representative, based on a combination of deterministic and probabilistic assessments as well as engineering judgement.	Kap. 5.1 ENSI-A01 Kap. 4 und 5 ENSI-A05
O1.1	For each plant design, a specific PSA shall be developed for level 1 and level 2, considering all relevant operational states, covering fuel in the core and in the spent fuel storage and all relevant internal and external initiating events. External hazards shall be included in the PSA for level 1 and level 2 as far as practicable, taking into account the current state of science and technology. If not practicable, other justified methodologies shall be used to evaluate the contribution of external hazards to the overall risk profile of the plant.	Anh. 3 Kap. 2 KEV Kap. 2, 4 und 5 ENSI-A05
O1.2	PSA shall include relevant dependencies.	Kap. 4.2.4, 4.4.2.2 und 4.4.3 ENSI-A05
O1.3	The Level 1 PSA shall contain sensitivity and uncertainty analyses. The Level 2 PSA shall contain sensitivity analyses and, as appropriate, uncertainty analyses.	Kap. 4 und 5 ENSI-A05
O1.4	PSA shall be based on a realistic modelling of plant response, using data relevant for the design, and taking into account human action to the extent assumed in operating and accident procedures. The mission times in the PSA shall be justified.	Kap. 4.3 und 4.4 ENSI-A05
O1.5	Human reliability analysis shall be performed, taking into account the factors which can influence the performance of plant staff in all plant states.	Kap. 4.3 ENSI-A05

O2.1	PSA shall be performed, documented, and maintained according to requirements of the management system of the licensee.	Art. 25 und 31 KEV Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Anh. 3 Kap. 2 KEV Kap. 6 ENSI-A05 Kap. 4.2 ENSI-G07
O2.2	PSA shall be performed according to an up to date proven methodology, taking into account international experience currently available.	Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Anh. 3 Kap. 2 KEV
S2.3	Buildings that contain equipment that is important to safety shall be subdivided into compartments that segregate such items from fire loads and segregate redundant or diverse trains of a safety system from each other. When a fire compartment approach is not practicable, fire cells shall be used, providing a balance between passive and active means, as justified by fire hazard analysis.	Kap. 4.5.2 ENSI-A05
T1.1	Natural hazards shall be considered an integral part of the safety demonstration of the plant (including spent fuel storage). Threats from natural hazards shall be removed or minimised as far as reasonably practicable for all operational plant states. The safety demonstration in relation to natural hazards shall include assessments of the design basis and design extension conditions with the aim to identify needs and opportunities for improvement.	Art. 8 KEV Art. 5 SR 732.112.2 Kap. 4.6 ENSI-A05
T2.1	All natural hazards that might affect the site shall be identified, including any related hazards (e.g. earthquake and tsunami). Justification shall be provided that the compiled list of natural hazards is complete and relevant to the site.	Art. 8 KEV Art. 5 SR 732.112.2 Kap. 4.6.1 ENSI-A05
T2.2	Natural hazards shall include: - Geological hazards; - Seismotectonic hazards; - Meteorological hazards; - Hydrological hazards; - Biological phenomena; - Forest fire.	Art. 8 KEV Art. 5 SR 732.112.2 Kap. 4.6.1 Bst. b ENSI-A05

T3.1	Natural hazards identified as potentially affecting the site can be screened out on the basis of being incapable of posing a physical threat or being extremely unlikely with a high degree of confidence. Care shall be taken not to exclude hazards which in combination with other hazards have the potential to pose a threat to the facility. The screening process shall be based on conservative assumptions. The arguments in support of the screening process shall be justified.	Art. 8 KEV Art. 5 SR 732.112.2 Kap. 4.6.1 ENSI-A05
T3.2	For all natural hazards that have not been screened out, hazard assessments shall be performed using deterministic and, as far as practicable, probabilistic methods taking into account the current state of science and technology. This shall take into account all relevant available data, and produce a relationship between the hazards severity (e.g. magnitude and duration) and exceedance frequency, where practicable. The maximum credible hazard severity shall be determined where this is practicable.	Art. 8 KEV Art. 5 SR 732.112.2 Kap. 4.6 ENSI-A05
T3.3	<p>The following shall apply to hazard assessments:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- The hazard assessment shall be based on all relevant site and regional data. Particular attention shall be given to extending the data available to include events beyond recorded and historical data.</li> <li>- Special consideration shall be given to hazards whose severity changes during the expected lifetime of the plant.</li> <li>- The methods and assumptions used shall be justified. Uncertainties affecting the results of the hazard assessments shall be evaluated.</li> </ul>	Art. 8 KEV Art. 5 SR 732.112.2 Kap. 4.6 ENSI-A05
T4.3	The design basis events shall be compared to relevant historical data to verify that historical extreme events are enveloped by the design basis with a sufficient margin.	Art. 8 KEV Art. 5 SR 732.112.2 Kap. 4.6 ENSI-A05
T6.2	To support identification of events and assessment of their effects, the hazards severity as a function of exceedance frequency or other parameters related to the event shall be developed, when practicable.	Art. 8 KEV Art. 5 SR 732.112.2 Kap. 4.6 ENSI-A05

---

T6.3	<p>When assessing the effects of natural hazards included in the DEC analysis, and identifying reasonably practicable improvements related to such events, analysis shall, as far as practicable, include:</p> <ul style="list-style-type: none"><li>(a) demonstration of sufficient margins to avoid “cliff-edge effects” that would result in loss of a fundamental safety function;</li><li>(b) identification and assessment of the most resilient means for ensuring the fundamental safety functions;</li><li>(c) consideration that events could simultaneously challenge several redundant or diverse trains of a safety system, or multiple SSCs or several units at multi-unit sites, site and regional infrastructure, external supplies and other countermeasures;</li><li>(d) demonstration that sufficient resources remain available at multi-unit sites considering the use of common equipment or services;</li><li>(e) on-site verification (typically by walk-down methods).</li></ul>	<p>Art. 8 KEV Art. 5 SR 732.112.2 Kap. 4.6 ENSI-A05</p>
------	---	---

---

## Anhang 3: Herleitung der Flugzeugabsturzraten

Die Basis der in Kap. 4.6.6.1.1 Bst. e und h der Richtlinie ENSI-A05 vorgegebenen Absturzraten ist die von Boeing erstellte Statistik<sup>44,66</sup> über weltweit aufgetretene Unfälle kommerzieller Flugzeuge mit einem Gewicht grösser als 5,7 Tonnen. Es werden die Daten von 2007–2016 verwendet, sodass genügend Daten für eine statistische Auswertung zur Verfügung stehen und der aktuelle Stand der Flugsicherheit damit erfasst wird. In diesem Zeitraum haben rund 245,4 Millionen Flüge stattgefunden.

Grundsätzlich als relevant für die PSA wird die von Boeing mit *Hull Loss* bezeichnete Unfallart herangezogen. Hierbei handelt es sich um einen Kontrollverlust über das Flugzeug, der derart folgeschwer ist, dass ein Totalschaden des Flugzeugs vorliegt. Dazu gehören auch offiziell als vermisst anerkannte Flüge. Als nicht relevant werden allerdings Hull-Loss-Unfälle von sich nicht im Flug befindlichen Flugzeugen betrachtet, d. h. die von Boeing mit „Taxi, load/unload, parked, tow“ bezeichnete Phase wird bei der Absturzratenermittlung nicht mitgezählt. Massgeblich ist also, dass ein folgeschwerer Kontrollverlust während des Flugs (in der Richtlinie als Absturz bezeichnet) auftritt. Im betrachteten Zeitraum ereigneten sich demnach bei Abflugbewegungen (Flugphasen Takeoff, Initial Climb und Climb) 23, bei Anflugbewegungen (Flugphasen Descent, Initial Approach, Final Approach und Landing) 116 und bei Transitflugbewegungen (Flugphase Cruise) 8 als PSA-relevant zählbare Abstürze (Hull Loss). Bei der Auswertung der für 2014 aufgelisteten Unfälle wurde der vermisste Flug 370 der Malaysia Airlines, welcher von Boeing nach dem damaligen Stand (August 2015) nicht als Hull Loss eingestuft wurde, als Hull Loss in der Phase Cruise gewertet.

### Absturzraten in Flughafennähe

Die entsprechenden Absturzraten sind somit:

$$C_{\text{Abflug}} = \frac{23}{245,4 \cdot 10^6 \text{ Abflugbewegungen}} = 9,4 \cdot 10^{-8} \text{ pro Abflugbewegung}$$

$$C_{\text{Anflug}} = \frac{116}{245,4 \cdot 10^6 \text{ Anflugbewegungen}} = 4,7 \cdot 10^{-7} \text{ pro Anflugbewegung}$$

### Absturzrate bei Transitflügen

Gemäss Statistik der Nationalen Behörde für Transportsicherheit in den USA wurden im Zeitraum 1996 bis 2015 in  $2,04 \cdot 10^8$  Flügen insgesamt  $2,412 \cdot 10^{11}$  km zurückgelegt<sup>67</sup>, woraus sich eine mittlere Fluglänge von 1 180 km pro Flug (für alle Flugphasen) ergibt. Von diesem Wert wird die in Flughafennähe geflogene Strecke abgezogen. Hierbei wird von einem Flughafen-Umkreis-Radius von jeweils 40 nautischen Meilen (74 km) ausgegangen, welcher die Start- bzw. Landezone definiert<sup>68</sup>, und es wird angenommen, dass aufgrund von Warteschleifen und sonstiger Manöver beim Anflug das Doppelte dieses Radius geflogen wird.

Somit ergibt sich:

$$C_{\text{Transit}} = \frac{8}{245,4 \cdot 10^6 \cdot (1180 - 74 - 2 \cdot 74) \text{ km}} = 3,4 \cdot 10^{-11} \text{ pro Transit-Flugkilometer}$$



## Anhang 4: Referenzen

- <sup>1</sup> IAEA Safety Standard SSR-2/2 (Rev. 1), Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, 2016
- <sup>2</sup> IAEA Safety Standard NS-R-3 (Rev. 1), Site Evaluation for Nuclear Installations, 2016
- <sup>3</sup> WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors, 2014
- <sup>4</sup> NUREG/CR-6823, Handbook of parameter estimation for probabilistic risk assessment, 2002
- <sup>5</sup> ASME/ANS RA-Sb-2013, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 – Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, 2013
- <sup>6</sup> IAEA Safety Standard SSG-3, Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, 2010
- <sup>7</sup> Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, 2005
- <sup>8</sup> U.S. NRC Regulatory Guide 1.200, An approach for determining the technical adequacy of probabilistic risk assessment results for risk-informed activities, 2009
- <sup>9</sup> NUREG-1792, Good practices for implementing human reliability analysis, Final report, 2005
- <sup>10</sup> Cooper, S., Xing, J., Chang Y., What HRA needs to support site-wide, multi-hazard level 2 PRA, ANS PSA 2013 International Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis. Columbia, SC, September 22-26, 2013
- <sup>11</sup> ENSI-AN-7614, Rev. 1., Ereignisabläufe Fukushima Dai-ichi und Daini infolge des Tohoku-Chihou-Taiheiyou-Oki Erdbebens vom 11.03.2011, Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, 2011
- <sup>12</sup> PSI-Bericht Nr. 07-03, Reer, B., Dang, V., The Commission Error Search and Assessment (CESA) Method, Paul Scherrer Institut, 2007
- <sup>13</sup> Reer, B., Dang, V., Hirschberg, S., The CESA method and its application in a plant-specific pilot study on errors of commission. Reliability Engineering and System Safety, Vol. 83 (No. 2), pp. 187–205, 2004
- <sup>14</sup> Podofillini L., Dang V., Nusbaumer O., Dres D., A pilot study for errors of commission for a boiling water reactor using the CESA method. Reliability Engineering and System Safety, Vol. 109, pp. 86–98, 2013
- <sup>15</sup> HSK-AN-5642, Evaluation of Selected Human Reliability Analysis Methods, August 2005
- <sup>16</sup> Dang, V., Podofillini, L., Lower limit values for human error probability values in PSA: Technical basis for ENSI A05, PSI-Bericht, 2016
- <sup>17</sup> NUREG-1829, Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process, 2008
- <sup>18</sup> NUREG/CR-5750, Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987 – 1995, 1999
- <sup>19</sup> NUREG/CR-6928, Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, 2007
- <sup>20</sup> NUREG/CR-6850, EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities, 2005

- <sup>21</sup> Bush, S. & Heasler, P., Probability of Turbine Missile Generation, EPRI Turbine Missile Disc Integrity Seminar, New Orleans, 1981
- <sup>22</sup> Brown Boveri Company, letter to Kernkraftwerk Beznau dated 23 December 1983, regarding data and operating experience with BBC turbines
- <sup>23</sup> U.S. NRC Regulatory Guide 1.115, Protection against turbine missiles, 2012
- <sup>24</sup> NUREG-1275, Vol. 11, Operating Experience Feedback Report – Turbine-Generator Overspeed Protection Systems, 1995
- <sup>25</sup> Nitta, A. & Kobayashi, H., Burst of Steam Turbine Rotor in Nuclear Power Plant, Proc. Of the Inst. of Mech. Eng. 186, pp. 341-377, 1972
- <sup>26</sup> NUREG/CR-6372, Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts, 1997
- <sup>27</sup> NUREG 2117, Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4 Hazard Studies, 2012
- <sup>28</sup> ENSI-AN-6252, Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz (Projekt PEGASOS), Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, 2007
- <sup>29</sup> ENSI-AN-9657, Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz, PEGASOS Refinement Project PRP, Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, 2016
- <sup>30</sup> Meteotest & Geographisches Institut Universität Bern, Karten der Sturmgefährdung in der Schweiz – Flächendeckende Darstellung der Böenspitzen in der Schweiz für verschiedene Wiederkehrperioden, 2014
- <sup>31</sup> Thom, H. C. S, New Distributions of extreme Winds in the United States, Journal of the Structural Division, Proceedings of the American Society of Civil Engineers, 1968
- <sup>32</sup> Efron, B., Bootstrap Methods: Another Look at the Jackknife, Annals of Statistics. 7, Nr. 1, 1979, pp. 1–26
- <sup>33</sup> Efron, B., Tibshirani, R. J., An introduction to the bootstrap, Chapman & Hall, 1993
- <sup>34</sup> Makkonen, L., Plotting Positions in Extreme Value Analysis, Journal of Applied Meteorology and Climatology, 45, pp. 334–340, 2006
- <sup>35</sup> Wild Science and Engineering Center, Texas Tech University, A Recommendation for an Enhanced Fujita Scale (EF Scale), Revision 2, 10 October 2006 (<http://www.depts.ttu.edu/nwi/Pubs/FScale/EF-Scale.pdf>, Stand 14.12.2017)
- <sup>36</sup> Dotzek, N., An update estimate of tornado occurrence in Europe, Atmospheric Research, Vol. 67-68, 2003
- <sup>37</sup> Daten des Storm Prediction Center (SPC) zu Tornados für den Zeitraum 1950-2016, ([http://www.spc.noaa.gov/wcm/data/1950-2016\\_actual\\_tornadoes.csv](http://www.spc.noaa.gov/wcm/data/1950-2016_actual_tornadoes.csv), Stand 14.12.2017)
- <sup>38</sup> Groenemeijer, P., and T. Kühne, 2014, A climatology of tornadoes in Europe: Results from the European Severe Weather Database. Mon. Wea. Rev., 142, 4775–4790, doi:10.1175/MWR-D-14-00107.1 (<http://journals.ametsoc.org/doi/abs/10.1175/MWR-D-14-00107.1>)
- <sup>39</sup> EASA Regulation – Amendment of Implementing Rule 2042/2003, 2012
- <sup>40</sup> FAA Definitions (<http://www.faa-aircraft-certification.com/faq-definitions.html>, Stand 14.12.2017)

- <sup>41</sup> Pickard, Lowe and Garrick, Inc., Seabrook Station Probabilistic Safety Assessment, prepared for Public Service Company of New Hampshire and Yankee Atomic Electric Company, PLG-0300, 1983, Section 9.3
- <sup>42</sup> Hornyik, K., Airplane Crash Probability Near a Flight Target, Transactions of American Nuclear Society 16: pp. 209-210, June 10-14, 1973
- <sup>43</sup> DOE Standard, Accident Analysis for Aircraft Crash into Hazardous Facilities, DOE-STD-3014-2006, Reaffirmation 2006
- <sup>44</sup> Boeing, Statistical Summary of Commercial Jet Airplane Accidents, Worldwide Operations 1959-2016, Juli 2017
- <sup>45</sup> Apostolakis, G. & Kaplan, S.: Pitfalls in Risk Calculations, Rel. Eng. 2, 1981
- <sup>46</sup> HSK-AN-6253, Bestimmung von System- und Funktionsimportanzen, Mai 2007
- <sup>47</sup> IAEA Safety Standard SSG-4, Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, 2010
- <sup>48</sup> IAEA-TECDOC-1229, Regulatory review of probabilistic safety assessment (PSA) Level 2, Prepared jointly by the International Atomic Energy Agency and the OECD Nuclear Energy Agency
- <sup>49</sup> NUREG/CR-4772, Accident Sequence Evaluation Program – Human Reliability Analysis Procedure, 1987
- <sup>50</sup> NUREG-1150, Vol. 1, Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants - Final Summary Report, 1990
- <sup>51</sup> NUREG/CR-6109, The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry, 1995
- <sup>52</sup> NUREG/CR-7110, Vol. 1, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project – Volume 1: Peach Bottom Integrated Analysis, 2012
- <sup>53</sup> HSK-AN-5588, Definition of Level 1 PSA Risk Measures, 2005
- <sup>54</sup> HSK-AN-6209, Definition of Level 2 PSA Risk Measures, April 2007
- <sup>55</sup> Vereinigung Kantonaler Feuerversicherungen, Brandschutznorm, 2015
- <sup>56</sup> ANSI/ANS 58.21-2003, External-Events PRA Methodology, SA-B2, 2003
- <sup>57</sup> IAEA-TECDOC-1135, Regulatory review of probabilistic safety assessment (PSA) Level 1, 2000
- <sup>58</sup> Yokobayashi, M., Oikawa, T., Muramatsu, K., Consideration of the Effect of Human Error in a Seismic PSA, PSAM 4: Proceedings of the 4th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, 13-18 Sept. 1998, New York City, Vol. 3, 1901-1906, Springer, 1998.
- <sup>59</sup> NUREG-1742, Volumes 1 and 2, Perspective Gained from Individual Plant Examinations of External Events (IPEEE) Program, 2002
- <sup>60</sup> Bareith, A., Karsa, Z., Stetkar, J. W., Seismic PSA for NPP Paks of Hungary, Transactions of the 17<sup>th</sup> International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT17), Prague, Czech Republic, 17-22 Aug. 2003, Paper # M02-5, 2003
- <sup>61</sup> EPRI, Seismic probabilistic risk assessment implementation guide. Final report, Electric Power Research Institute, 2013.

<sup>62</sup> Muser, W., Sicherheitsanforderungen für den Transport von Reisenden mit Rollstühlen im öffentlichen Verkehr, im Auftrag des BAV, 2004

<sup>63</sup> NUREG/CR-1278, Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications, Final report, 1983

<sup>64</sup> Porter, K., Kennedy, R., Bachman, R., Creating Fragility Functions for Performance-Based Earthquake Engineering, Earthquake Spectra 23, pp. 471-489, 2007

<sup>65</sup> Amico, P., Strohm, A., Rattke, J., A context based approach to human reliability analysis for seismic PSA. ANS PSA 2011 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis. Wilmington, NC, March 13-17, 2011. American Nuclear Society; 2011

<sup>66</sup> SKYbrary, Boeing Annual Summary of Commercial Jet Airplane Accidents ([https://www.skybrary.aero/index.php/Boeing\\_Annual\\_Summary\\_of\\_Commercial\\_Jet\\_Airplane\\_Accidents](https://www.skybrary.aero/index.php/Boeing_Annual_Summary_of_Commercial_Jet_Airplane_Accidents), Stand 14.12.2017)

<sup>67</sup> NTSB (National Transportation Safety Board, USA), Safety Record of U.S. Air Carriers 1996–2015 (<https://c.ymcdn.com/sites/www.raa.org/resource/resmgr/AR2016/SafetyRecordUSCarriers16.pdf>, Stand 14.12.2017)

<sup>68</sup> Deutsche Flugsicherung, LIZ Air traffic statistics, SEP 2017. Version 05.10.2017 ([https://www.dfs.de/dfs\\_homepage/de/Unternehmen/Zahlen%20und%20Daten/Statistiken/](https://www.dfs.de/dfs_homepage/de/Unternehmen/Zahlen%20und%20Daten/Statistiken/), Stand 14.12.2017)