



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): Anwendungen

Ausgabe Mai 2008, Revision 1 **Entwurf zur externen Anhörung, September 2014**

**Erläuterungsbericht zur Richtlinie**

**ENSI-A06/d**



# Inhalt

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A06/d

<b>1</b>	<b>Einleitung</b>	<b>1</b>
1.1	Ausgangslage	1
1.2	Ziel der Richtlinie	1
1.3	Genereller Bezug zu den anderen ENSI-Richtlinien	2
<b>2</b>	<b>Berücksichtigung der internationalen Empfehlungen</b>	<b>2</b>
2.1	Reference Levels der WENRA	2
2.2	Safety Standards der IAEA	3
<b>3</b>	<b>Erläuterungen ausgewählter Kapitel der Richtlinie</b>	<b>3</b>
3.1	Kapitel 3 „Rechtliche Grundlagen“	3
3.2	Kapitel 4 „Allgemeine Grundsätze“	3
3.3	Kapitel 6 „Anwendungen der PSA“	4
3.4	Anhang 2 „Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen“	9
3.5	Anhang 4 „Risikotechnische Bewertung von Vorkommnissen“	9
<b>4</b>	<b>Ausführungen zur Revision 1</b>	<b>10</b>
	<b>Anhang 1: Reference Levels der WENRA (Ausgabe Januar 2008)</b>	<b>11</b>
	<b>Anhang 2: Risikokenngrößen zur Bewertung der Betriebserfahrung</b>	<b>13</b>
	<b>Anhang 3: Referenzen</b>	<b>14</b>



# 1 Einleitung

Die Schweiz hat sich verpflichtet, die Anforderungen der WENRA umzusetzen. Der Detaillierungsgrad der WENRA-Anforderungen übersteigt meist diejenigen von KEG und der KEV, weshalb sich auch hier deren Umsetzung in Form einer ENSI-Richtlinie anbietet.

## 1.1 Ausgangslage

Die Bedeutung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) im Nuklearbereich hat in den letzten 30 Jahren im In- und Ausland stark zugenommen. Eine ENSI-Richtlinie zur Anwendung der PSA gab es bisher nicht. Bewertet man die gegenwärtige Ausgangslage, ist die Richtlinie ENSI-A06 aus folgenden Gründen notwendig:

- In der Kernenergieverordnung (KEV) werden an verschiedenen Stellen Probabilistische Sicherheitsanalysen ausdrücklich verlangt. Insbesondere Art. 33 Abs. 1 Bst. a der KEV verlangt, dass Auswirkungen von Anlageänderungen, von Ereignissen und von Befunden auf die Sicherheit der Anlage und insbesondere auf das Risiko mit einer aktuellen, kraftwerkspezifischen PSA bewertet werden. In Art. 33 Abs. 3 KEV wird das ENSI beauftragt, die detaillierten Anforderungen in Richtlinien zu regeln.
- Die Anwendung der PSA im Rahmen der nuklearen Aufsicht ist international anerkannter Stand der Technik. Unter dem Stichwort „risk-informed regulation“ haben verschiedene Aufsichtsbehörden die Anwendung der PSA systematisch in das Aufsichtsverfahren integriert. Die Anwendung der PSA ist auch in der Schweiz gängige Praxis.
- Motiviert durch die risikoinformierten Aktivitäten in den USA und basierend auf umfassenden PSA-Modellen reichen die Betreiber vermehrt Anträge ein, welche auch mit Risikoinformationen gestützt werden. Um ein konsistentes und nachvollziehbares Vorgehen vom ENSI bei der Beurteilung der Anträge sicherzustellen, ist es sinnvoll, die entsprechenden Rahmenbedingungen für die Anwendung der PSA klar zu regeln.

## 1.2 Ziel der Richtlinie

Mit der Richtlinie ENSI-A06 „Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen“ sollen die in der KEV vorgesehenen PSA-Anwendungen konkretisiert werden. Es geht dabei in erster Linie darum, die Rolle der PSA in der Aufsicht darzulegen, die generellen Randbedingungen für die Anwendung der PSA festzulegen und die Beurteilungskriterien für risikogestützte Anträge der Gesuchsteller oder Bewilligungsinhaber zu definieren.

### 1.3 Genereller Bezug zu den anderen ENSI-Richtlinien

Die Richtlinie definiert Begriffe (und damit verbundene Risikokriterien und Nachweisverfahren), welche von anderen Richtlinien ebenfalls verwendet werden, wie zum Beispiel:

- Ausgewogenheit der Risikobeiträge
- risikotechnische Ausgewogenheit und Vollständigkeit der zulässigen Instandsetzungszeiten
- Komponenten, welche aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben
- risikotechnische Beurteilung von Anlageänderungen
- risikotechnische Einstufung von Vorkommnissen

Indem alle Begriffe, Risikokriterien und Nachweisverfahren, welche für die Anwendung der PSA relevant sind, in einer einzigen Richtlinie – der Richtlinie ENSI-A06 – definiert werden, wird die konsistente Verwendung der Risikobegriffe im Regelwerk vereinfacht. Änderungen an den Begriffen können so einfacher vorgenommen werden. Ferner entfällt die Notwendigkeit, Risikokenngrößen, wie zum Beispiel  $CDF_{\text{Baseline}}$ , ICCDP, ICLERP, ICumCDP, in verschiedenen Richtlinien zu klären. Es genügt, auf die Begriffe, Kriterien und Verfahren in der Richtlinie ENSI-A06 zu verweisen, was die Lesbarkeit der Richtlinien erhöht.

## 2 Berücksichtigung der internationalen Empfehlungen

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

### 2.1 Reference Levels der WENRA

Die 1999 gegründete WENRA hat so genannte „Reference Levels“ – europaweit harmonisierte Empfehlungen an die nukleare Aufsicht – entwickelt. Mit der Unterzeichnung des WENRA Policy Statement Positionspapiers<sup>1</sup> verpflichtet sich das ENSI, diese zu berücksichtigen.

Im Anhang 1 sind die relevanten „WENRA Reference Levels“ (Stand 2008)<sup>2</sup> aufgeführt und es wird aufgezeigt, über welche Kapitel der Richtlinie diese abgedeckt sind.

## 2.2 Safety Standards der IAEA

Von den IAEA Safety Standards der Kategorien „Fundamentals“ und „Requirements“ sind für die Richtlinie ENSI-A06 folgende Empfehlungen relevant:

- Fundamental Safety Principles; Safety Fundamentals No. SF-1<sup>3</sup>: Para. 3.21
- Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Specific Safety Requirements, No. SSR-2/2<sup>4</sup>: Paras. 4.32, 4.46, 8.5, 8.6, 8.13

## 3 Erläuterungen ausgewählter Kapitel der Richtlinie

Im Folgenden werden ausgewählte Bestimmungen der Richtlinie ENSI-A06 erläutert.

### 3.1 Kapitel 3 „Rechtliche Grundlagen“

Bei den rechtlichen Grundlagen werden diejenigen KEV-Bestimmungen genannt,

- welche das ENSI direkt beauftragen, Anforderungen an die probabilistische Bewertung festzulegen beziehungsweise
- welche PSA-Anwendungen betreffen und aus Sicht des ENSI einer weiteren Konkretisierung bedürfen.

Grund hierfür ist, dass die PSA-Anwendungen nicht nur auf die systematischen Sicherheitsbewertungen gemäss Art. 33 KEV beschränkt sind. So wird zum Beispiel in der Richtlinie konkretisiert, welche Komponenten aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben. Der Begriff „von sicherheitstechnischer Bedeutung“ wird insbesondere in Art. 35 und Art. 40 KEV verwendet.

Ferner stützt sich die Richtlinie auf Art. 12 (Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen auslegungsüberschreitende Störfälle) der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen vom 17. Juni 2009 (SR 732.112.2).

### 3.2 Kapitel 4 „Allgemeine Grundsätze“

Im Kapitel „Allgemeine Grundsätze“ werden allgemeine Anforderungen bezüglich PSA-Anwendungen festgehalten.

Zu Kap. 4 Bst. a: Erfüllt das vom Bewilligungsinhaber zu erstellende PSA-Modell die Qualitätsanforderungen der Richtlinie ENSI-A05, sind mit diesem Modell eine Reihe von Anwendungen grundsätzlich möglich. Änderungen am PSA-Modell und an der PSA-Dokumentation sind gemäss KEV meldepflichtig. Nach Erfüllung der Meldepflicht kann der Betreiber das

Modell anwenden. Das ENSI kann die Anwendung einer PSA wegen unzureichender Qualität des PSA-Modells ablehnen.

Zu Kap. 4 Bst. c: Damit wird festgehalten, dass die PSA nur ein Element der Entscheidungsfindung ist. Mit einer ganzheitlichen Betrachtungsweise soll sichergestellt werden, dass alle sicherheitsrelevanten Aspekte in die Entscheidungsfindung miteinbezogen werden. Mit der Klärung der Rolle der PSA erfüllt das ENSI den WENRA Reference Level O 3.1.

Zu Kap. 4 Bst. d: Gemäss Art. 4 Abs. 3 in Verbindung mit Art. 22 Abs. 2 Bst. g des Kernenergiegesetzes (KEG) ist der Bewilligungsinhaber verpflichtet, das Kernkraftwerk an den Stand der Nachrüsttechnik anzupassen, soweit dies mit angemessenen Mitteln möglich ist. Mit der vorliegenden Bestimmung wird das übergeordnete Ziel des KEG verfolgt. Das Risiko ist jedoch keine konstante Grösse. Es unterliegt gegenläufigen Effekten. So senken zum Beispiel der Einbau neuer, zuverlässiger Komponenten und Nachrüstmassnahmen das Risiko, während eine Leistungserhöhung oder die Änderung des Betriebszyklus das Risiko erhöhen können. Risikoerhöhungen sollen aber eine Ausnahme darstellen. Längerfristig müssen sich die Anlageänderungen risikoneutral oder risikomindernd auswirken.

### **3.3 Kapitel 6 „Anwendungen der PSA“**

#### **3.3.1 Kapitel 6.1 „Risikotechnische Beurteilung des Sicherheitsniveaus“**

Im Kapitel 6.1 „Risikotechnische Beurteilung des Sicherheitsniveaus“ wird für den Leistungs- sowie für den Nichtleistungsbetrieb eine Bewertung des Risikos gefordert.

Zu Kap. 6.1 Bst. b Ziff. 1: Beim Bau eines neuen Kernkraftwerkes ist der Nachweis zu erbringen, dass die mittlere Kernschadenshäufigkeit für Störfälle gemäss Art. 8 KEV höchstens  $10^{-5}$  pro Jahr beträgt (Art. 24 Abs. 1 Bst. b KEV). Nach Art. 82 KEV gilt dieses Kriterium auch für bestehende Kernkraftwerke, sofern es mit verhältnismässigem Aufwand erreichbar ist.

Bei der Angemessenheitsprüfung für bestehende Kernkraftwerke werden folgende Aspekte berücksichtigt:

- Je deutlicher die mittlere CDF (LERF) den Wert  $10^{-5}$  pro Jahr ( $10^{-6}$  pro Jahr) übersteigt, desto weniger kann der Aufwand zur Senkung des Risikos berücksichtigt werden (d. h. desto eher muss die Massnahme umgesetzt werden). Im Sinne des Art. 4 Abs. 3 Bst. b KEG sind bei einer mittleren CDF (LERF) kleiner als  $10^{-5}$  pro Jahr ( $10^{-6}$  pro Jahr) Massnahmen zur weiteren Verminderung der Gefährdung zu ergreifen, sofern diese angemessen sind.
- Übersteigt die mittlere CDF den Wert von  $10^{-4}$  pro Jahr, so sind im Sinne des Art. 4 Abs. 3 Bst. a KEG Massnahmen zu treffen. Der Wert von  $10^{-4}$  pro Jahr stützt sich auf Art. 12 Abs. 1 Bst. a der Verordnung des UVEK über

die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen.

- Die Angemessenheit von Massnahmen zur Senkung des Risikos wird im Einzelfall beurteilt.

Die Ausführungen zur Angemessenheitsprüfung entsprechen der bisherigen Praxis.

Auf die Angabe eines Kosten-Nutzen-Kriteriums wird bewusst verzichtet, weil dazu keine aktuellen, belastbaren Daten vorliegen. Ferner ist es nicht Aufgabe der PSA, die Kosten zu bewerten, sondern den sicherheitsrelevanten Nutzen einer Massnahme.

Gemäss KEV Anhang 3 sowie die UVEK-Verordnung über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen vom 17. Juni 2009 (SR 732.112.2) gemäss Art. 12 Bst. d ist eine quantitative Bewertung des Freisetzungsriskos gefordert. In der Richtlinie ENSI-A06 wird diese Forderung mit einer Vorgabe für die LERF konkretisiert. Die Tatsache, dass der Wert für die CDF auf Verordnungsebene und derjenige für die LERF auf Richtlinienenebene festgelegt ist, trägt dem Umstand Rechnung, dass für die Bestimmung der CDF sehr viel mehr Erfahrung vorliegt als für die Bestimmung der LERF.

Die in der Richtlinie ENSI-A06 angegebenen Werte für die CDF und LERF zur Beurteilung der Sicherheit der bestehenden Kernkraftwerke aus Sicht der PSA sind um den Faktor 10 tiefer als die von der IAEA<sup>5,6</sup> empfohlenen Werte. Damit wird dem hohen Sicherheitsbedürfnis der betroffenen Bevölkerung Rechnung getragen. Von der IAEA übernommen wird der Grundsatz, dass die LERF 10-mal tiefer als die CDF sein soll.

### **3.3.2 Kapitel 6.2 „Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge“**

Im Kapitel „Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge“ werden qualitative und – wo genügend Erfahrung vorliegt – auch quantitative Anforderungen an die Beurteilung der Ausgewogenheit gestellt. Die Bestimmungen sollen ein zielgerichtetes Handeln ermöglichen, indem der Bewilligungsinhaber schwerpunktmässig diejenigen Risikobeiträge zu analysieren hat, welche am meisten zum Gesamtrisiko beitragen.

Kap. 6.2 Bst. a Ziff. 2: Nur für den Fall, dass eine auslösende Ereigniskategorie (vgl. Richtlinie ENSI-A05) mehr als  $6 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr zum Gesamtrisiko beiträgt, wird ein quantitatives Ausgewogenheitskriterium vorgegeben. Die Vorgabe eines absoluten Risikobeitrags ( $6 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr) ist erforderlich, weil ein relatives Kriterium allein zu unverhältnismässigen Massnahmen führen könnte. Mit der Vorgabe von 60% für den relativen Wert soll soweit wie möglich vermieden werden, dass eine auslösende Ereigniskategorie mehr als die Hälfte des Gesamtrisikos ausmacht.

Kap. 6.2 Bst. a Ziff. 3: Der durchschnittliche Einfluss von Wartung (inklusive Strangrevision) und Instandsetzung (Reparatur) während dem Leistungsbetrieb auf das Risiko soll beschränkt sein.

### 3.3.3 Kapitel 6.3 „Risikotechnische Beurteilung der Technischen Spezifikation“

Die in Kapitel 6.3 angesprochenen risikotechnischen Beurteilungen der Technischen Spezifikation (TS) finden Eingang in folgende Verfahren:

- Im Rahmen der systematischen Sicherheitsbewertung (Art. 33 KEV) sind die Betriebserfahrung (und damit die Wartung) sowie die Anlageänderungen (und damit die Änderungen der TS) risikotechnisch zu bewerten.
- Anlässlich der PSÜ (Art. 34 KEV) sowie im Zusammenhang mit dem Bau- und Betriebsbewilligungsverfahren (Art. 24 Abs. 2 Bst. a, Art. 28 Abs. 1 Bst. b) von neuen beziehungsweise bestehenden Kernkraftwerken sind die Vollständigkeit und die Ausgewogenheit der zulässigen Instandsetzungszeiten aus risikotechnischer Sicht zu beurteilen.
- Im Zusammenhang mit dem Freigabe (Art. 40 Abs. 1 Bst. c Ziff. 4 und Art. 40 Abs. 4 KEV) wie auch mit dem Bau- und Betriebsbewilligungsverfahren (Art. 24 Abs. 2 Bst. a und Art. 28 Abs. 1 Bst. b) von Kernkraftwerken sind Änderungen der TS zu behandeln.

#### 3.3.3.1 Kapitel 6.3.1 „Risikotechnische Beurteilung der Vollständigkeit und der Ausgewogenheit zulässiger Instandsetzungszeiten“

Die Richtlinie regelt die Ausgewogenheit und Vollständigkeit der zulässigen Instandsetzungszeiten während des Leistungsbetriebes. Deshalb werden in der ENSI-A06 nur die Risikokenngrössen CDF und LERF verwendet.

Bezüglich Ausgewogenheit der zulässigen Instandsetzungszeiten wird nur ein relatives Kriterium formuliert, da im Allgemeinen vom bestehenden Sicherheitsniveau (bzw. vom bestehenden Risikolevel) ausgegangen wird. Eine Harmonisierung des Risikolevels aller Schweizer Kernkraftwerke über die zulässigen Instandsetzungszeiten würde zu unverhältnismässigen Forderungen führen.

#### 3.3.3.2 Kapitel 6.3.2 „Risikotechnische Anforderungen an die Wartung von Komponenten während des Leistungsbetriebes“

Es ist Stand der Technik beziehungsweise internationale Praxis, den Einfluss der geplanten Wartung auf das Risiko zu bewerten. Die Wartung von Komponenten während des Leistungsbetriebes soll so geplant werden, dass Risikospitzen vermieden werden und ein gewisses „Risikobudget“ bezogen auf ein Jahr nicht überschritten wird.

Zu Kap. 6.3.2 Bst. a Ziff. 1: Der Wert für die Risikospitze ist wie folgt begründet:

- Gemäss KEV soll für neue Kernkraftwerke die mittlere CDF höchstens  $10^{-5}$  pro Jahr betragen. Dies gilt auch für bestehende Kernkraftwerke, sofern

dies mit angemessenen Mitteln erreichbar ist. Kurzfristige Risikospitzen können höhere Werte aufweisen.

- Im internationalen Vergleich<sup>7</sup> ist der Wert  $10^{-4}$  pro Jahr für eine wartungsbedingte Kernschadenshäufigkeit anspruchsvoll. Damit wird dem hohen Sicherheitsbedürfnis der betroffenen Bevölkerung Rechnung getragen.

Der Wert von  $10^{-4}$  pro Jahr für eine bedingte Kernschadenshäufigkeit  $CCDF_i$  dient der Planung. Wartungen sollen nur an Komponenten durchgeführt werden, welche dieses Kriterium erfüllen. Ausnahmen sind zu begründen.

Zu Kap. 6.3.2 Bst. a Ziff. 2: Zum Stand der Technik beziehungsweise zum Stand der internationalen Praxis seien hier neben dem OECD-Bericht<sup>7</sup> folgende Referenzen ausgeführt:

- Mit der „Maintenance Rule“ 10 CFR 50.65<sup>8</sup> verlangt die U.S. NRC eine risikotechnische Bewertung von Unterhaltsarbeiten: „Before performing maintenance activities (including but not limited to surveillance, post-maintenance testing, and corrective and preventive maintenance), the licensee shall assess and manage the increase in risk that may result from the proposed maintenance activities.“ Dabei soll auch eine rückwirkende Betrachtung im Sinne eines Monitorings erfolgen (siehe Reg. Guide 1.177<sup>9</sup> und NUREG/CR-6141<sup>10</sup>).
- STUK-Richtlinie YVL 2.8<sup>11</sup>
- WENRA Reference Level O<sup>2</sup>

Der Wert  $5 \cdot 10^{-7}$  für eine wartungsbedingte  $ICumCDP$  dient der Planung. Wartungen sollen nur an Komponenten durchgeführt werden, welche dieses Kriterium erfüllen. Ausnahmen sind zu begründen.

### 3.3.3.3 Kapitel 6.3.3 „Risikotechnische Beurteilung von Änderungen der Technischen Spezifikation“

Die Definition einer Änderung mit unwesentlichem Einfluss auf die mittlere CDF, FDF und LERF geht vom Gedanken aus, dass die Auswirkungen kleiner als 1 % des festgelegten Wertes für das probabilistische Sicherheitsniveau sein sollen.

Langfristig sollen sich die Anlageänderungen nicht zu einer Risikoerhöhung akkumulieren, sondern sich risikoneutral oder risikomindernd auswirken (siehe „Allgemeine Grundsätze“, Kap. 4 Bst. d).

### 3.3.4 Kapitel 6.4 „Risikotechnische Beurteilung von bau- und systemtechnischen Anlageänderungen“

Die im Kapitel „Risikotechnische Beurteilung von bau- und systemtechnischen Anlageänderungen“ aufgeführten Risikokriterien entsprechen denjenigen für die Beurteilung von Änderungen der Technischen Spezifikation.

Zusammengefasst werden aus Sicht der PSA Anlageänderungen bei folgenden Anlässen bewertet:

- bei PSA-relevanten Anlageänderungen, welche freigabe- oder bewilligungspflichtig sind
- im Rahmen der jährlich einzureichenden Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen
- im Rahmen der PSÜ

Im Rahmen der PSÜ werden jedoch nur Anlageänderungen mit signifikantem Einfluss auf das Risiko bewertet, um aufzuzeigen, dass die Summe der Anlageänderungen sich risikoneutral oder risikomindernd auswirkt.

Die in Kapitel 6.4 Bst. c der Richtlinie ENSI-A06 angesprochenen Massnahmen müssen nicht zwingend mit der PSA bewertbare Massnahmen sein.

### **3.3.5 Kapitel 6.5 „Risikotechnische Beurteilung von Komponenten“**

Um festzulegen, welche Komponenten aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben, wird im Kapitel „Risikotechnische Beurteilung von Komponenten“ ein entsprechendes Kriterium formuliert.

Zu Kap. 6.5 Bst. a Ziff. 1: Das Kriterium wird wie folgt begründet:

- Eine internationale Betrachtung zeigt, dass die gewählten Werte im Allgemeinen üblich sind.<sup>12,13,14,15,16,17,18,19</sup>
- Zur Selektion der (aktiven) Komponenten, welche einem besonderen Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) unterliegen, wurde neben deterministischen und betrieblichen Kriterien auch das obige risikotechnische Selektionskriterium verwendet.

Das risikotechnische Kriterium ermöglicht, dass die PSA in einer Reihe von Verfahren (z. B. als ein weiteres Komponentenselektionskriterium im Rahmen der AÜP) eingebunden werden kann und damit für die Sicherheitsanalyse einen ergänzenden Beitrag liefert. Ein breiter abgestütztes Verfahren dient der Sicherheit.

### **3.3.6 Kapitel 6.6 „Risikotechnische Beurteilung der Betriebserfahrung“**

Im Kapitel „Risikotechnische Beurteilung der Betriebserfahrung“ werden die Anforderungen zur jährlichen Bewertung der Betriebserfahrung und zur Vorkommnisbewertung beschrieben. Die für die risikotechnische Beurteilung massgeblichen Risikokenngrössen sind im Anhang 2 grafisch dargestellt.

Ist zur Erfüllung des Bst. f des Kapitels 6.6.1 der Richtlinie ENSI-A06 eine rückwirkende Bewertung über ein Jahr hinaus notwendig, kann der Betrachtungsumfang an Komponentenunverfügbarkeitskonfigurationen auf Grund der vorliegenden Erfahrung reduziert werden.

Die in Kapitel 6.6.2 der Richtlinie ENSI-A06 festgelegte Zuordnung der risikotechnischen Bewertung von Vorkommnissen zur INES-Skala wird wie folgt begründet:

- Auf Grund des Standes der Modellentwicklung in der Schweiz und der vorliegenden Erfahrung soll nur das Stufe-1-PSA-Modell für die Vorkommnisbewertung verwendet werden.
- Ab INES 4 ist die INES-Einstufung vom Ausmass der Freisetzung bestimmt. Deshalb können mit dem Stufe-1-PSA-Modell nur Vorkommnisse der INES-Stufen kleiner 4 bewertet werden.
- Um bei der Bewertung neben der Risikoerhöhung auch die Dauer eines Vorkommnisses einfließen zu lassen, wird die inkrementelle bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit (ICCDP) als Risikomass gewählt.
- Bei einem INES-4-Vorkommnis liegt ein Kernschaden im Sinne der PSA vor, so dass dann gilt  $ICCDP = 1$ . Bei einem INES-3-Vorkommnis wird unterstellt, dass ein Kernschaden durch präventives Notfallmanagement noch verhindert werden kann.
- Eine Auswertung der INES-0-Vorkommnisse in der Schweiz zeigt, dass die ICCDP dieser Vorkommnisse überwiegend im Bereich von  $10^{-8}$  bis  $10^{-6}$  liegen. Ferner ist es sinnvoll, dass die Grenze zu einem INES 1 grösser ist, als das in einigen Ländern bereits akzeptierte maximale Risikobudget (z. B. USNRC<sup>20</sup>:  $ICCDP_{AOT} \leq 1 \cdot 10^{-6}$ ) für eine maximale, zulässige Instandsetzungszeit.
- Analog zur INES-0-Kategorie umfassen auch die anderen INES-Kategorien jeweils 2 Grössenordnungen der ICCDP.

### **3.4 Anhang 2 „Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen“**

Die Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen dient einerseits als Entscheidungsgrundlage für eine Aktualisierung der PSA und andererseits zur Bewertung der Auswirkungen von Anlageänderungen auf das Risiko gemäss Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV.

### **3.5 Anhang 4 „Risikotechnische Bewertung von Vorkommnissen“**

Die Präzisierung basiert auf dem Stand der Praxis. Dabei wurde berücksichtigt, dass das Vorgehen zur jährlichen Bewertung der Betriebserfahrung im Rahmen der integrierten Aufsicht passt. Da die probabilistische Bewertung zusätzlich zur deterministischen Vorkommnisbewertung erfolgt, wirkt sie sich nur verschärfend auf die Vorkommnisbewertung aus.

## 4 Ausführungen zur Revision 1

Revision 1 der Richtlinie ENSI-A06 (bzw. der Richtlinie HSK-A06) beinhaltet zusammengefasst folgende Änderungen:

- Redaktionelle Änderungen: Die Richtlinie wurde an die neuen Formatvorgaben angepasst. Ferner wurde der Text in Kapitel 6.2 harmonisiert, der Anhang zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung in zwei Anhänge aufgetrennt (je ein Anhang für die jährliche Betriebsbewertung und die Vorkommnisbewertung) sowie der Bezug zum Regelwerk aktualisiert.
- Inhaltliche Änderungen: Mit Kapitel 6.6.1 Buchstabe d wird neu verlangt, dass der Beitrag von latenten Fehlern bei der jährlichen Bewertung auszuweisen und zu bewerten ist. Aufgrund der Erfahrung mit der probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung wurden geringfügige Präzisierungen beim rechentechnischen Vorgehen eingebracht, die dem Stand der Praxis in der Schweiz entsprechen (Anhang 4). Ebenso wurde die Ausführung zur Bestimmung des RAW-Wertes einer Komponente (Anhang 5) aufgrund der vorliegenden Erfahrung präzisiert.

# Anhang 1: Reference Levels der WENRA (Ausgabe Januar 2008)

Reference Level O	Verhältnis zur KEV	Verhältnis zur Richtlinie ENSI-A06
<b>3. Use of PSA</b>		
3.1 PSA shall be used to support safety management. The role of PSA in the decision making process shall be defined.	Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV verlangt, dass die Bewilligungsinhaber Auswirkungen von Anlageänderungen, Ereignissen und Befunden auf das Risiko beurteilen.	Die Richtlinie ENSI-A06 konkretisiert Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV.
3.2 PSA shall be used to identify the need for modifications to the plant and its procedures, including for severe accident management measures, in order to reduce the risk from the plant.	Art. 33 Abs. 1 KEV verlangt eine systematische Sicherheitsbewertung, unter anderem mittels PSA.  Gemäss Art. 24 Abs. 1 Bst. b KEV darf die mittlere Kernschadenshäufigkeit bei neuen Kernkraftwerken höchstens $10^{-5}$ pro Jahr betragen. Dieses Kriterium gilt auch für bestehende Werke, sofern dies dem Stand der Nachrüstungstechnik entspricht (Art. 82 KEV).	Die Richtlinie ENSI-A06 konkretisiert diese Anforderungen der KEV als Bestandteil der systematischen Sicherheitsbewertung und der periodischen Sicherheitsüberprüfung.
3.3 PSA shall be used to assess the overall risk from the plant, to demonstrate that a balanced design has been achieved, and to provide confidence that there are no "cliff-edge effects" <sup>1</sup> .	Gemäss Art. 8 Abs. 5, Art. 24 Abs. 1 Bst. b, Art. 33 Abs. 1 Bst. a, Art. 34 Abs. 2 Bst. d und Art. 82 KEV ist die PSA Bestandteil der Bewertung, ob die erforderlichen Sicherheitsmassnahmen getroffen worden sind.	Die Anforderungen an die risikotechnische Ausgewogenheit werden in der Richtlinie ENSI-A06 konkretisiert.  Die PSA berücksichtigt Unsicherheiten und betrachtet systematisch auslegungsüberschreitende Störfälle.
3.4 PSA shall be used to assess the adequacy of plant modifications, changes to operational limits and conditions and procedures and to assess the significance of operational occurrences.	Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV verlangt, dass die Bewilligungsinhaber Auswirkungen von Anlageänderungen, Ereignissen und Befunden auf das Risiko beurteilen.	Die Richtlinie ENSI-A06 konkretisiert Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV.
3.6 The results of PSA shall be used to ensure that the items are included in the verification and test programmes if they contribute significantly to risk.	Die Bewertung von Änderungen der Technischen Spezifikation wird in Art. 33 Abs. 1 Bst. a sowie Art. 40 Abs. 1 Bst. c Ziff. 4 und Abs. 4 KEV angesprochen.  Eine grundsätzliche Bewertung der Technischen Spezifikation stützt sich auf Art. 32 und 34 KEV.	Die Richtlinie ENSI-A06 hält fest, dass Komponenten, welche aus Sicht der PSA von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, in der Technischen Spezifikation berücksichtigt werden.

<sup>1</sup> small deviations in the plant parameters that could give rise to severely abnormal plant behaviour

---

#### 4. Demands and conditions on the use of PSA

---

4.1 The limitations of PSA shall be understood, recognized and taken into account in all its use. The adequacy of a particular PSA application shall always be checked with respect to these limitations.

Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV verlangt, dass die Bewilligungsinhaber Auswirkungen von Anlageänderungen, Ereignissen und Befunden auf das Risiko mit einer aktuellen, kraftwerkspezifischen PSA beurteilen.

Gemäss Anhang 5 der KEV, auf den Art. 37 KEV verweist, ist die Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen bis spätestens am 1. März des folgenden Jahres einzureichen.

Ausgehend von den Qualitätsanforderungen der Richtlinie ENSI-A05 spezifiziert die Richtlinie ENSI-A06, wann auf Grund der Anlageänderungen die PSA zu aktualisieren ist und dass die PSA nur dort angewendet wird, wo dies der Stand der Methoden und die Qualität des Modells erlauben.

4.2 When PSA is used, for evaluating or changing the requirements on periodic testing and allowed outage time for a system or a component, all relevant items, including states of systems and components and safety functions they participate in, shall be included in the analysis.

Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV verlangt, dass die Bewilligungsinhaber Auswirkungen von Anlageänderungen, Ereignissen und Befunden auf das Risiko mit einer aktuellen, kraftwerkspezifischen PSA beurteilen.

Die KEV verlangt, dass die Bewilligungsinhaber bei Anlageänderungen, Ereignissen und Befunden die Auswirkungen auf das Risiko beurteilen; dabei haben sie aktuelle, anlagespezifische PSA zu verwenden (Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV).

Die Richtlinie ENSI-A06 fordert für alle Anwendungen der PSA eine angemessene Qualität der PSA. Ferner regelt die ENSI-A06 das Verfahren zur Bewertung der Auswirkungen der Technischen Spezifikation auf die Betriebserfahrung sowie das Verfahren zur Bewertung von Änderungen der Technischen Spezifikation.

---

#### Reference Level K

#### Verhältnis zur KEV

#### Verhältnis zur Richtlinie ENSI-A06

---

#### 3. Use of PSA

2.5 The potential impact of maintenance upon plant safety shall be assessed.

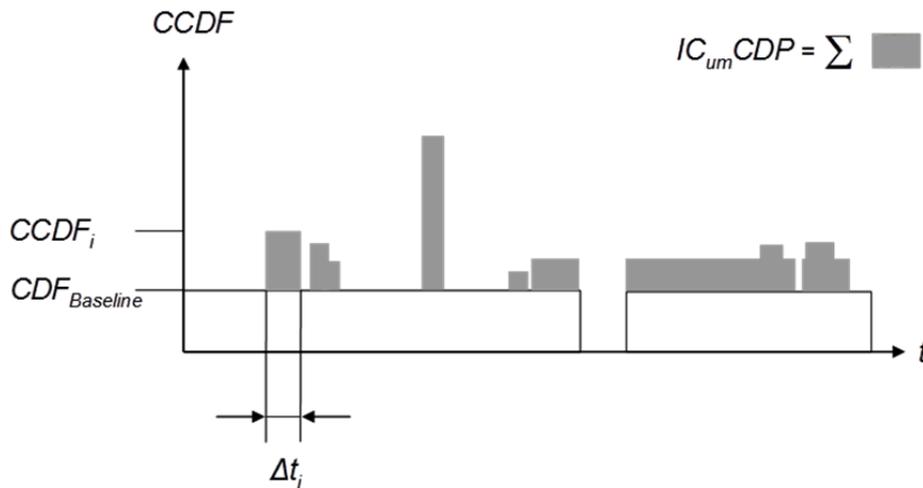
Art. 33 Abs. 1 Bst. b KEV verlangt, dass die Betriebserfahrung systematisch bewertet wird.

Die Richtlinie ENSI-A06 konkretisiert die systematische Bewertung der Betriebserfahrung aus Sicht der PSA.

---

## Anhang 2: Risikokenngrößen zur Bewertung der Betriebs- erfahrung

Im nachstehenden Bild sind die zur Bestimmung der Risikokenngröße ICumCDP für Komponentenunverfügbarkeitskonfigurationen notwendigen Parameter grafisch dargestellt (gemäss Definition in der Richtlinie ENSI-A06).



Dabei sind:

$\Delta t_i$ : Komponenteunverfügbarkeitskonfigurationsdauer

$CCDF_i$ : bedingte Kernschadenshäufigkeit pro Kalenderjahr

$ICCDP_i = CCDF_i - CDF_{Baseline}$

## Anhang 3: Referenzen

- <sup>1</sup> WENRA: Policy Statement, Stockholm, December 2005
- <sup>2</sup> WENRA: Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries, Report by WENRA Reactor Harmonization Working Group, January 2008
- <sup>3</sup> IAEA Safety Standard SF-1: Fundamental Safety Principles, 2006
- <sup>4</sup> IAEA Safety Standard SSR-2/2: Safety of Nuclear Power Plants – Commissioning and Operation, 2011
- <sup>5</sup> International Nuclear Safety Advisory Group, IAEA: Potential Exposure in Nuclear Safety, INSAG-9, 1995.
- <sup>6</sup> International Nuclear Safety Advisory Group, IAEA: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants”, 75-INSAG-3 Rev.1 / INSAG-12, 1999.
- <sup>7</sup> NEA/CSNI/R(2004)20: Risk Monitors – The State of the Art in their Development and Use at Nuclear Power Plants, Produced on behalf of IAEA and OECD NEA WGRISK, 2004
- <sup>8</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, 10 CFR Part 50.65: Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants
- <sup>9</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.177: An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking – Technical Specifications, Revision 1, May 2011
- <sup>10</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-6141: Handbook of Methods for Risk-Based Analyses of Technical Specifications, December 1994
- <sup>11</sup> STUK Guide YVL 2.8: Probabilistic Safety Analysis in Safety Management of Nuclear Power Plants, 2003
- <sup>12</sup> Hamzehee, H. G., Karpyak, S. D., Tirsun, D. M., Parkinson, B.: Risk-Based Optimization of In-Service Testing, PSA 96, International Topical Meeting on PSA, Park City, Utah, 1996, pp. 1123 – 1127
- <sup>13</sup> Suarez, J., De Gregorio, S.: Cofrentes NPP Developments on PSA Applications, COPSA International Conference on the Commercial and Operational Benefits of Probabilistic Safety Assessments, 1997
- <sup>14</sup> Kang, K. S.: Maintenance Management Using Dynamic Risk Importance for Nuclear Power Plants, PSAM4, International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, New York NY, 1998, pp. 1271 – 1276
- <sup>15</sup> Vesely W. E.: The Use of Risk Importance for Risk-Based Applications and Risk-Based Regulations, Proceedings of PSA 96, Utah, pp. 1623 – 1630
- <sup>16</sup> Suarez J., De Gregorio, S., Parkinson, W. J.: Cofrentes NPP Risk-Informed Inservice Testing Project Results, PSA 99, International Topical Meeting on PSA, Washington DC, Vol. 2, pp. 1227 – 1232
- <sup>17</sup> Henneke, D. W., Chung G., Coveney M.: Risk-Informed IST PRA Results for San Onofre (SONGS) Including Fire, Seismic and Shutdown Quantitative PRA, PSA 99, International Topical Meeting on PSA, Washington DC, Vol. 1, pp. 695 – 698

<sup>18</sup> European Commission, Nuclear Safety and the Environment: Report on the Regulatory Experience of Risk-Informed In-Service Inspection of Nuclear Power Plant Components and Common Views, Nuclear Regulators' Working Group, Report EUR 21320 EN, August 2004

<sup>19</sup> European Commission, Nuclear Safety and the Environment: Report on Risk-Informed In-Service Inspection and In-Service Testing, Nuclear Regulators' Working Group, Report EUR 19153 EN, June 1999

<sup>20</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.177: An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking – Technical Specifications, Mai 2011