



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 November 2015, Revision 1 vom **##. \$\$\$ 2024** (Fassung für die externe Anhörung, Januar 2024)

Erläuterungsbericht zur Richtlinie

ENSI-A06/deutsch (Original)

Inhalt

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A06/deutsch (Original)

1	Einleitung	1
1.1	Ausgangslage	1
1.2	Ziel der Richtlinie	2
1.3	Genereller Bezug zu den anderen ENSI-Richtlinien	2
2	Berücksichtigung der internationalen Empfehlungen	2
2.1	Safety Standards der IAEA	2
2.2	Reference Levels der WENRA	3
3	Erläuterungen ausgewählter Kapitel der Richtlinie	3
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“	10
3.5	Anhang 3 „Probabilistische Bewertung der Betriebserfahrung“	11
3.6	Anhang 4 „Risikotechnische Bewertung von Vorkommnissen“	11
4	Änderungen im Rahmen der Revision 1	11
	Zu Kap. 6.3.3 Bst. b	11
	Zu Kap. 6.3.3 Bst. e	11
	Zu Kap. 6.5 Bst. c	12
	Zu Anhang 6	12
	Anhang 1: IAEA Safety Requirements	13
	Anhang 2: WENRA Safety Reference Levels	15
	Anhang 3: Bezüge zum übergeordneten Regelwerk	17
	Anhang 4: Risikokenngrößen	19
	Anhang 5: Anlass und Umfang der PSA-Anwendungen	21

1 Einleitung

Die Ausgabe November 2015 der Richtlinie ENSI-A06 ersetzt die Ausgabe Mai 2008 der Richtlinie HSK-A06. Die hauptsächlichen Unterschiede zur vorherigen Ausgabe betreffen die Darlegung der rechtlichen Bezüge in den einzelnen Kapiteln der Richtlinie sowie die Struktur und die Form der Anhänge.

Ferner 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 wurde eine geringfügige Präzisierung beim rechentechnischen Vorgehen eingebracht, die der gängigen Praxis in der Schweiz entspricht.

1.1 Ausgangslage

Die Richtlinie ENSI-A06 ist aus folgenden Gründen notwendig:

- Nach Art. 4 Abs. 3 des Kernenergiegesetzes vom 21. März 2003 (KEG, SR 732.1) haben die Bewilligungsinhaber von Kernanlagen alle Sicherheitsmassnahmen zu ergreifen, die nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendig sind und die zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beitragen, soweit sie angemessen sind. Die PSA ist ein Instrument, um die Notwendigkeit und die Angemessenheit von Sicherheitsmassnahmen zu bewerten.
- 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.
- Art. 12 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen vom 17. Juni 2009 (SR 732.112.2) legt Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen auslegungsüberschreitende Störfälle fest, die in der Richtlinie weiter konkretisiert werden.
- 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 risikotechnische Begriffe sowie damit verbundene Risikokriterien und Nachweisverfahren, welche von anderen Richtlinien ebenfalls verwendet werden.

2 Berücksichtigung der internationalen Empfehlungen

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 Safety Standards der IAEA

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

- IAEA Safety Fundamentals SF-1, 2006: Para. 3.21
- Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Specific Safety Requirements, No. SSR-2/2, 2011: Paras. 4.32, 4.46, 8.5, 8.6, 8.13

Im Anhang 1 wird aufgezeigt, dass die oben genannten Empfehlungen in der Richtlinie ENSI-A06 berücksichtigt werden.

2.2 Reference Levels der WENRA

Die WENRA hat europaweit harmonisierte Sicherheitsanforderungen (sogenannte „Safety Reference Levels“, SRL) für Kernkraftwerke festgelegt.

Für die Richtlinie ENSI-A06 sind vor allem die SRL von Issue K (Maintenance, In-Service Inspection and Functional Testing) und O (Probabilistic Safety Analysis (PSA)) relevant.

Im Anhang 2 sind die relevanten „WENRA Reference Levels“ (Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020) aufgeführt und es wird aufgezeigt, über welche Kapitel der Richtlinie diese abgedeckt sind.

3 Erläuterungen ausgewählter Kapitel der Richtlinie¹

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

3.1 Kapitel 3 „Rechtliche Grundlagen“

Als rechtliche Grundlagen werden diejenigen Bestimmungen der KEV und der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) genannt, welche das ENSI direkt beauftragen Anforderungen an die probabilistische Bewertung festzulegen.

Die rechtlichen Bezüge zu PSA-Anwendungen, die darüber hinausgehen und aus Sicht des ENSI einer Konkretisierung bedürfen, werden im Erläuterungsbericht aufgeführt. Anhang 3 liefert eine Übersicht, auf welche Bestimmungen des KEG, der KEV und der oben genannten UVEK-Verordnung sich die einzelnen Anwendungen stützen.

3.2 Kapitel 4 „Allgemeine Grundsätze“

Im Kapitel 4 „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

¹ Diese Erläuterungen beziehen sich auf die Ausgabe November 2015.

sicherheitsrelevanten Aspekte in die Entscheidungsfindung miteinbezogen werden. Mit der Klärung der Rolle der PSA erfüllt das ENSI den WENRA Reference Level O3.1.

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 Nachrüstungs-technik 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.

Bei der Angemessenheitsprüfung für bestehende Kernkraftwerke werden folgende Aspekte berücksichtigt:

- 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.
- 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).
- 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 Anhang 3 der KEV sowie Art. 12 Abs. 1 Bst. d der UVEK-Verordnung über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen vom 17. Juni 2009 (SR 732.112.2) ist eine quantitative Bewertung des Freisetzungsrisikos 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^{2,3} 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:

² International Nuclear Safety Advisory Group, IAEA: Potential Exposure in Nuclear Safety, INSAG-9, 1995.

³ International Nuclear Safety Advisory Group, IAEA: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants“, 75-INSAG-3 Rev.1 / INSAG-12, 1999.

- Anlässlich der PSÜ sind die Vollständigkeit und die Ausgewogenheit der zulässigen Instandsetzungszeiten aus risikotechnischer Sicht zu beurteilen.
- Im Rahmen der systematischen Sicherheitsbewertung ist die Betriebserfahrung und damit die Wartung während des Leistungsbetriebes risikotechnisch zu bewerten.
- Im Zusammenhang mit dem Freigabeverfahren sind Auswirkungen PSA-relevanter Änderungen der TS risikotechnisch zu beurteilen.

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 Vergleich⁴ ist der Wert 10^{-4} pro Jahr für eine wartungsbedingte Kernschadenshäufigkeit anspruchsvoll. Damit wird dem hohen Sicherheitsbedürfnis der betroffenen Bevölkerung Rechnung getragen.

⁴ 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

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-Bericht⁴ folgende Referenzen ausgeführt:

- Mit der „Maintenance Rule“ 10 CFR 50.65⁵ 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 1.177⁶ und NUREG/CR-6141⁷).
- STUK-Richtlinie YVL 2.8⁸
- die WENRA Reference Levels zu Issue O

Der Wert $5 \cdot 10^{-7}$ für eine wartungsbedingte $IC_{um}CDP$ 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 Kap. 4 Bst. d der Richtlinie ENSI-A06).

⁵ U.S. Nuclear Regulatory Commission, 10 CFR Part 50.65: Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants

⁶ U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.177: An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking – Technical Specifications, Revision 1, May 2011

⁷ U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-6141: Handbook of Methods for Risk-Based Analyses of Technical Specifications, December 1994

⁸ STUK Guide YVL 2.8: Probabilistic Safety Analysis in Safety Management of Nuclear Power Plants, 2003

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 Kap. 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.^{9,10,11,12,13,14,15,16}
- 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 4 grafisch dargestellt.

⁹ Hamzehee, H. G., Karpayak, 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

¹⁰ 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

¹¹ 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

¹² Vesely, W. E.: The Use of Risk Importance for Risk-Based Applications and Risk-Based Regulations, Proceedings of PSA 96, Utah, pp. 1623 – 1630

¹³ 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

¹⁴ 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

¹⁵ 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

¹⁶ 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

Ist zur Erfüllung der Anforderung von Kap. 6.6.1 Bst. f 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. US-NRC⁶: $ICCDP_{AOT} \leq 1 \cdot 10^{-6}$) 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.

3.5 Anhang 3 „Probabilistische Bewertung der Betriebserfahrung“

Vereinfacht wird das nach A3.1 Bst. e abgeschätzte Risiko für eine Reaktorschnellabschaltung als eine *ICCDP_j* bezeichnet.

3.6 Anhang 4 „Risikotechnische Bewertung von Vorkommnissen“

Die Präzisierung gemäss Anhang 4 Bst. a bezüglich des Betrachtungszeitraums 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, kann sie zu einer höheren INES-Einstufung führen.

4 Änderungen im Rahmen der Revision 1

Zu Kap. 2

Es werden nur diejenigen Gesetzes- und Verordnungsbestimmungen genannt, nach welchen das ENSI mit der Erstellung der Richtlinie beauftragt wird.

Zu Kap. 6.3.3 Bst. b

Die Richtwerte gemäss Kap. 6.3.3 Bst. b sind nur für permanente Änderungen anzuwenden, da temporäre Änderungen aufgrund ihres zeitlich begrenzten Charakters nicht zu einer langfristigen Risikoakkumulation führen.

Zu Kap. 6.3.3 Bst. e

Der neue Bst. e umfasst Vorgaben für die risikotechnische Bewertung temporärer Änderungen der Technischen Spezifikation.

Die Richtwerte gemäss Kap. 6.3.3 Bst. b sind nur für permanente Änderungen anzuwenden, da temporäre Änderungen aufgrund ihres zeitlich begrenzten Charakters nicht zu einer langfristigen Risikoakkumulation führen.

Die im Kap. 6.3.2 für die Instandhaltung während des Leistungsbetriebs festgelegten Kriterien, also eine Obergrenze für die bedingte Kernschadenshäufigkeit und die *ICumCDP*, sind

allgemeiner Natur und können auch zur Bewertung anderer temporärer Änderungen der Technischen Spezifikation herangezogen werden.

Zu Kap. 6.5 Bst. c

Der neue Bst. c wurde hinzugefügt, um eine kompakte Übersicht über diejenigen Komponenten zu erhalten, welche aus Sicht der PSA von sicherheitstechnischer Bedeutung sind und nicht den Sicherheitsklassen SK 1 bis 3 oder 1E angehören.

Eine solche Übersicht ist sinnvoll, weil das Regelwerk bestimmte regulatorische Anforderungen spezifisch für diese Komponenten aufstellt.

Zu Anhang 6

Der Anhang 6 mit der Liste der PSA-relevanten Komponenten ist neu. Er konkretisiert die Anforderung gemäss Kap. 6.5 Bst. c.

Anhang 1: IAEA Safety Requirements

ID	Nr.	Anforderung	Abbildung im Schweizer Regelwerk
SF-1	3.21	The safety measures that are applied to facilities and activities that give rise to radiation risks are considered optimized if they provide the highest level of safety that can reasonably be achieved throughout the lifetime of the facility or activity, without unduly limiting its utilization.	Art. 82 in Verbindung mit Art. 8 Abs. 5 KEV ENSI-A06, Kapitel 6.1
SSR-2/2	4.32	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.	Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV ENSI-A06, Kapitel 4
SSR-2/2	4.46	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.	Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Art. 34 Abs. 2 Bst. d KEV Art. 12 Abs. 1 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen ENSI-A06, Kapitel 6

SSR-2/2	8.5	<p>The frequency of maintenance, testing, surveillance and inspection of individual structures, systems and components shall be determined on the basis of:</p> <p>(a) The importance to safety of the structures, systems and components, with insights from probabilistic safety assessment taken into account;</p> <p>(b) Their reliability in, and availability for, operation;</p> <p>(c) Their assessed potential for degradation in operation and their ageing characteristics;</p> <p>(d) Operating experience;</p> <p>(e) Recommendations of vendors.</p>	<p>Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Art. 33 Abs. 1 Bst. b KEV Art. 35 Abs. 1 KEV Art. 40 Abs. 1 Bst. a KEV ENSI-A06, Kapitel 6.5 ENSI-A06, Kapitel 6.6</p>
SSR-2/2	8.6	<p>A comprehensive and structured approach to identifying failure scenarios shall be taken to ensure the proper management of maintenance activities, using methods of probabilistic safety analysis as appropriate.</p>	<p>Art. 33 Abs. 1 Bst. b KEV Art. 34 Abs. 2 Bst. d KEV ENSI-A06, Kapitel 6.3 ENSI-A06, Kapitel 6.6</p>
SSR-2/2	8.13	<p>The operating organization shall ensure that maintenance work during power operation is carried out with adequate defence in depth. Probabilistic safety assessment shall be used, as appropriate, to demonstrate that the risks are not significantly increased.</p>	<p>Art. 33 Abs. 1 Bst. b KEV ENSI-A06, Kapitel 6.3</p>

Anhang 2: WENRA Safety Reference Levels

Nr.	Anforderung	Abbildung im Schweizer Regelwerk
O3.1	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 ENSI-A06, Kapitel 4
O3.2	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. 22 Abs. 2 Bst. g KEG Art. 82 in Verbindung mit Art. 8 Abs. 5 und KEV Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Art. 12 Abs. 1 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen ENSI-A06, Kapitel 6.1
O3.3	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”.	Art. 12 Bst. c der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen ENSI-A06, Kapitel 6.2
O3.4	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 ENSI-A06, Kapitel 6.3 ENSI-A06, Kapitel 6.4 ENSI-A06, Kapitel 6.6
O3.6	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.	Art. 32 Abs. 1 KEV Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Art. 34 KEV Art. 40 Abs. 1 Bst. c Ziff. 4 und Abs. 4 KEV ENSI-A06, Kapitel 6.3 ENSI-A06, Kapitel 6.5
O4.1	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.	ENSI-A06, Kapitel 4

O4.2	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 ENSI-A06, Kapitel 6.3
K2.5	The potential impact of maintenance upon plant safety shall be assessed.	Art. 33 Abs. 1 Bst. b KEV ENSI-A06, Kapitel 6.3 ENSI-A06, Kapitel 6.6

Anhang 3: Bezüge zum übergeordneten Regelwerk

ENSI-A06 Kap.	Titel des Kapitels	Abbildung im Schweizer Regelwerk
4	Allgemeine Grundsätze	Art. 4 Abs. 3 KEG Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Art. 34 Abs. 2 Bst. d KEV
5	Aktualisierung der PSA	Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Art. 41 Abs. 1 KEV
6.1	Risikotechnische Beurteilung des Sicherheitsniveaus	Art. 4 Abs. 3 Bst. a KEG Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG Art. 10 Abs. 1 Bst. k KEV Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Art. 34 Abs. 2 Bst. d KEV Art. 82 in Verbindung mit Art. 8 Abs. 5 Art. 12 Abs. 1 Bst. a, b und d der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen
6.2	Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge	Art. 12 Abs. 1 Bst. c der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen
6.3	Risikotechnische Beurteilung der Technischen Spezifikation	Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Art. 33 Abs. 1 Bst. b KEV Art. 34 Abs. 2 Bst. d KEV Art. 40 Abs. 1 Bst. c Ziff. 4 KEV Art. 40 Abs. 4 KEV
6.4	Risikotechnische Beurteilung von bau- und systemtechnischen Anlageänderungen	Art. 24 Abs. 2 Bst. a KEV Art. 28 Abs. 1 Bst. b KEV Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV Art. 40 Abs. 1 Bst. a KEV Art. 40 Abs. 2 Anhang 4 KEV
6.5	Risikotechnische Beurteilung von Komponenten	Art. 34 Abs. 2 Bst. d KEV Art. 35 Abs. 1 KEV Art. 40 Abs. 1 Bst. a KEV

6.6

Risikotechnische Beurteilung der Betriebserfahrung

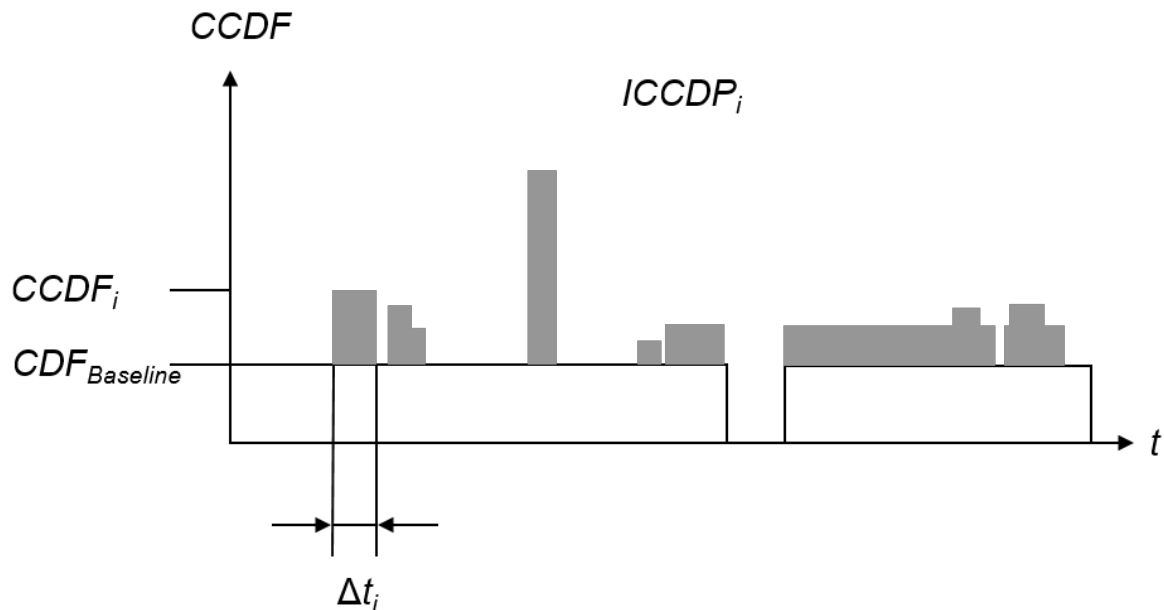
Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV

Art. 33 Abs. 1 Bst. b KEV

Art. 37 Abs. 1 Anhang 5 KEV

Anhang 4: Risikokenngrößen

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



$$\begin{aligned}
 ICumCDP &= \sum \blacksquare \\
 &= \sum_{i=1}^n ICCDP_i \\
 &= \sum_{i=1}^n (CCDF_i - CDF_{baseline}) \cdot \frac{\Delta t_i}{8760 [\text{Std./Jahr}]}
 \end{aligned}$$

Dabei sind:

- Δt_i Komponentunenverfügbarkeitskonfigurationsdauer
- n Anzahl Konfigurationen
- $CCDF_i$ bedingte Kernschadenshäufigkeit pro Kalenderjahr

Anhang 5: Anlass und Umfang der PSA-Anwendungen

Im Folgenden wird tabellarisch dargelegt, bei welchem Anlass welche PSA-Anwendung durchzuführen ist:

Anlass	Anwendung		
	Bewertungsbereich	Risikokenngrösse	Referenz
Bau- und Betriebsbewilligung	Beurteilung des Sicherheitsniveaus	<i>CDF, FDF, LERF</i>	Kapitel 6.1
	Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge	<i>CDF</i>	Kapitel 6.2
	Ausgewogenheit und Vollständigkeit der Technischen Spezifikation (nur für die Betriebsbewilligung)	<i>CDF, LERF</i>	Kapitel 6.3
	risikotechnische Beurteilung von bewilligungspflichtigen bau- und systemtechnischen Anlageänderungen	<i>CDF, FDF, LERF</i>	Kapitel 6.4
	Identifikation von Komponenten, welche aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben	<i>CDF, FDF, LERF</i>	Kapitel 6.5
PSÜ	Beurteilung des Sicherheitsniveaus sowie der Auswirkungen von Anlageänderungen	<i>CDF, FDF, LERF</i>	Kapitel 5, 6.1
	Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge	<i>CDF</i>	Kapitel 6.2
	Ausgewogenheit und Vollständigkeit der Technischen Spezifikation	<i>CDF, LERF</i>	Kapitel 6.3
	Identifikation von Komponenten, welche aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben	<i>CDF, FDF, LERF</i>	Kapitel 6.5
Systematische Sicherheitsbewertung	Bericht zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung	<i>CDF, CCDF, ICumCDP, CDF_{Baseline}</i>	Kapitel 6.1, 6.6 sowie Anhang 3
Änderung	Änderung der Technischen Spezifikation	<i>CDF, FDF, LERF</i>	Kapitel 6.3
	bau- und systemtechnische Anlageänderungen	<i>CDF, FDF, LERF</i>	Kapitel 6.4
Vorkommnis	probabilistische Bewertung eines Vorkommnisses	<i>ICCDP_{Vorkommnis}</i>	Kapitel 6.6 sowie Anhang 4