



Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK
Division principale de la sécurité des installations nucléaires DSN
Divisione principale della sicurezza degli impianti nucleari DSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate HSK



Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

A06

Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen

Ausgabe Mai 2008

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

A06/d

Inhalt

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen	A06/d	
1	Einleitung	2
2	Gegenstand und Geltungsbereich	2
3	Rechtliche Grundlagen	2
4	Allgemeine Grundsätze	3
5	Aktualisierung der PSA	4
6	Anwendungen der Probabilistischen Sicherheitsanalyse	5
6.1	Risikotechnische Beurteilung des Sicherheitsniveaus	5
6.2	Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge	6
6.3	Risikotechnische Beurteilung der Technischen Spezifikation	6
6.4	Risikotechnische Beurteilung von bau- und systemtechnischen Anlageänderungen	8
6.5	Risikotechnische Beurteilung von Komponenten	9
6.6	Risikotechnische Beurteilung der Betriebserfahrung	9
7	Übergangsregelung	11
Anhang 1	Darstellung und Inhalt der Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen	12
Anhang 2	Übersicht über die zeitliche Staffelung der PSA-Anwendung	13
Anhang 3	Verfahren zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung	14
Anhang 4	Verfahren zur Bestimmung der Risikokenngrößen FV und RAW von Komponenten	18
Anhang 5	Definition von Begriffen	19
Anhang 6	Liste der verwendeten Abkürzungen	20

1 Einleitung

Die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) ist die Aufsichtsbehörde über die nukleare Sicherheit und Sicherung der Kernanlagen in der Schweiz. In ihrer Eigenschaft als Aufsichtsbehörde oder gestützt auf einen Auftrag in einer Verordnung erlässt sie Richtlinien. Richtlinien sind Vollzugshilfen, die rechtliche Anforderungen konkretisieren und eine einheitliche Vollzugspraxis erleichtern. Sie konkretisieren zudem den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Die HSK kann im Einzelfall Abweichungen zulassen, wenn die vorgeschlagene Lösung in Bezug auf die nukleare Sicherheit und Sicherung mindestens gleichwertig ist.

2 Gegenstand und Geltungsbereich

Diese Richtlinie konkretisiert die Anforderungen an die Anwendungen der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für Kernkraftwerke. Dies betrifft die allgemeinen Grundsätze, die Aktualisierung der PSA sowie den Mindestumfang von PSA-Anwendungen. Für diese PSA-Anwendungen werden in der vorliegenden Richtlinie die zu verwendenden Risikokenngrößen und Beurteilungskriterien festgehalten.

3 Rechtliche Grundlagen

Nach Art. 4 Abs. 3 des Kernenergiegesetzes (KEG) vom 21. März 2003, 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. Im Weiteren stützt sich die Richtlinie auf folgende Artikel der Kernenergieverordnung (KEV) vom 10. Dezember 2004, SR 732.11:

- a. Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV (systematische Sicherheitsbewertungen: Auswirkungen von Anlageänderungen, Ereignissen und Befunden auf die Sicherheit der Anlage und insbesondere auf das Risiko);
- b. Art. 8 Abs. 5 KEV (Anforderungen an den Schutz gegen Störfälle);
- c. Art. 10 Abs. 1 Bst. k KEV (Verhinderung von Störfällen prioritär vor der Linderung der Konsequenzen);
- d. Art. 24 Abs. 1 Bst. b KEV (probabilistische Voraussetzung für die Erteilung der Baubewilligung);

- e. Art. 28 Abs. 1 KEV (Gesuchsunterlagen für Betriebsbewilligung, insbesondere aktuelle, kraftwerkspezifische PSA gemäss Anhang 3);
- f. Art. 34 Abs. 2 Bst. d KEV (periodische Sicherheitsüberprüfung: PSA);
- g. Art. 35 Abs. 1 KEV (Alterungsüberwachung);
- h. Art. 37 KEV in Verbindung mit Anhang 5 (periodische Berichterstattung: Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen);
- i. Art. 40 Abs. 1 Bst. c Ziff. 4 und Abs. 4 KEV (freigabepflichtige Änderungen: Technische Spezifikation);
- j. Art. 41 Abs. 1 KEV (Dokumentation, insbesondere aktuelle, kraftwerkspezifische PSA);
- k. Art. 82 KEV (Übergangsbestimmung).

4 Allgemeine Grundsätze

- a. Für Anwendungen ist das aktuelle, kraftwerkspezifische PSA-Modell verbindlich, das den Anforderungen der HSK-A05 entspricht.
- b. Sofern nicht das vollständige PSA-Modell gemäss HSK-A05 verwendet wird, ist dies zu begründen.
- c. Anlageänderungen und Vorkommnisse mit Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage sind vom Bewilligungsinhaber mit den relevanten deterministischen, betrieblichen und probabilistischen Argumenten zu bewerten.
- d. Anlässlich der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) ist vom Bewilligungsinhaber nachzuweisen, dass die Summe aller Anlageänderungen risikoneutral oder risikomindernd ist.
- e. Die mit der PSA quantifizierten Unsicherheiten sowie die Modellunsicherheiten sind bei der Anwendung der PSA angemessen zu berücksichtigen.

5 Aktualisierung der PSA

Art. 33 Abs. 1 Bst. a und Art. 41 Abs. 1 KEV fordern eine aktuelle, kraftwerkspezifische PSA. Diese ist nach folgenden Grundsätzen regelmässig zu aktualisieren.

Für die Stufe-1-PSA:

- a. Eine vollständige Überarbeitung der PSA ist spätestens im Rahmen der PSÜ vorzunehmen. Dabei ist zu überprüfen, ob die verwendeten Methoden dem Stand der Technik (soweit nicht durch die HSK-A05 beschrieben) anzupassen sind.
- b. Mindestens alle 5 Jahre sind die kraftwerkspezifischen Daten zu aktualisieren und die Anlageänderungen im PSA-Modell zu berücksichtigen und zu dokumentieren. Die aktualisierte Nichtleistungs-PSA ist spätestens jeweils ein Jahr nach der aktualisierten Leistungs-PSA der HSK einzureichen.
- c. Beeinflusst die Summe der im Modell nicht berücksichtigten PSA-relevanten Anlageänderungen die Core Damage Frequency (CDF^1) bzw. die Fuel Damage Frequency (FDF^1) um mehr als 10%, so sind diese innerhalb eines Jahres im PSA-Modell zu berücksichtigen und zu dokumentieren.

Für die Stufe-2-PSA:

- d. Eine vollständige Überarbeitung der PSA ist spätestens im Rahmen der PSÜ vorzunehmen. Dabei ist zu überprüfen, ob die verwendeten Methoden dem Stand der Technik (soweit nicht durch die HSK-A05 beschrieben) anzupassen sind.
- e. Über die Notwendigkeit einer Aktualisierung der Stufe-2-PSA ausserhalb der PSÜ entscheidet die HSK fallweise.

Änderungen des PSA-Modells haben nach einer *Verfahrensvorschrift* zu erfolgen, welche sicherstellt, dass das PSA-Modell den aktuellen Stand der Anlage abbildet. Der Einfluss der noch nicht im Modell berücksichtigten PSA-relevanten Anlageänderungen auf die CDF , die FDF und die Large Early Release Frequency ($LERF^1$) ist quantitativ abzuschätzen (Art. 37 KEV, Anhang 5 KEV) und in einer Liste zusammenzustellen. Form und Inhalt der Liste sind im Anhang 1 festgelegt.

¹ Die Risikokenngrössen CDF , FDF und $LERF$ sind in der HSK-A05 definiert.

6 Anwendungen der Probabilistischen Sicherheitsanalyse

Im Folgenden werden diejenigen PSA-Anwendungen aufgeführt, welche mindestens durchzuführen sind. Tabelle 3 im Anhang 2 gibt eine Übersicht, wann welche Anwendungen durchzuführen sind.

6.1 Risikotechnische Beurteilung des Sicherheitsniveaus

Gemäss Art. 24 Abs. 1 Bst. b und Art. 28 Abs. 1 Bst. d KEV ist für die Bau- und die Betriebsbewilligung eines neuen Kernkraftwerkes nachzuweisen, dass die mittlere *CDF* höchstens 10^{-5} pro Jahr beträgt.

Gestützt auf Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG sowie auf Art. 33, Art. 34 und Art. 82 in Verbindung mit Art. 8 Abs. 5 KEV sind für Kernkraftwerke im Betrieb die nachfolgenden Risikokenngrößen und Kriterien zur probabilistischen Bewertung des Sicherheitsniveaus und der Notwendigkeit von Massnahmen anzuwenden.

- a. Für die probabilistische Bewertung des Sicherheitsniveaus im Leistungsbetrieb²:

Ist die mittlere *CDF* (*LERF*) grösser als 10^{-5} pro Jahr (10^{-6} pro Jahr), sind Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen.

- b. Für die probabilistische Bewertung des Sicherheitsniveaus im Nichtleistungsbetrieb²:

Ist die mittlere *FDf* grösser als 10^{-5} pro Jahr, sind Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen.

Falls verschiedene Massnahmen die *LERF* in gleichem Masse reduzieren, ist im Sinne von Art. 10 Abs. 1 Bst. k KEV wie folgt vorzugehen: Die Massnahmen, die auch die *CDF* verringern, sind den Massnahmen vorzuziehen, die nur die *LERF* verringern.

Die Bewertung des Sicherheitsniveaus für Kernkraftwerke im Betrieb ist anlässlich der systematischen Sicherheitsbewertung im Rahmen des Berichtes zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung (siehe Anhang A3) und der PSÜ vorzunehmen.

² Die Begriffe Leistungsbetrieb und Nichtleistungsbetrieb, wie sie für die PSA verwendet werden, sind in der HSK-A05 definiert.

6.2 Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge

Basierend auf Art. 33 Abs. 1 Bst. a und Art. 34 Abs. 2 Bst. d KEV ist die Ausgewogenheit der Risikobeiträge wie folgt zu untersuchen:

- a. Die Ausgewogenheit der Risikobeiträge von Unfallsequenzen, Komponenten und Personalhandlungen ist zu bewerten. Haben gewisse Unfallsequenzen, Komponenten oder Personalhandlungen eine aus Sicht der PSA auffallend hohe Bedeutung, sind – sofern angemessen – Massnahmen zu deren Risikoreduktion zu ergreifen.
- b. Trägt eine auslösende Ereigniskategorie mehr als 60% zur mittleren CDF bei und ist der Beitrag grösser als $6 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr, sind – sofern angemessen – Massnahmen zur Reduktion dieses Risikobeitrages zu ergreifen.
- c. Wenn das Verhältnis der mittleren CDF zu $CDF_{Baseline}$ (Bestimmung der $CDF_{Baseline}$ siehe Anhang 3) grösser als 1,2 ist, sind Massnahmen zur Reduktion des Risikobeitrages durch Instandhaltung zu identifizieren und – sofern angemessen – zu ergreifen.

Die Bewertung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge ist mindestens anlässlich der PSÜ durchzuführen.

6.3 Risikotechnische Beurteilung der Technischen Spezifikation

Gestützt auf Art. 24 Abs. 2 Bst. a, Art. 28 Abs. 1 Bst. b, Art. 33 Abs. 1 Bst. a, Art. 34 und Art. 40 Abs. 1 Bst. c Ziff. 4 und Abs. 4 KEV ist die Technische Spezifikation wie folgt zu bewerten:

6.3.1 Risikotechnische Beurteilung der Vollständigkeit und der Ausgewogenheit zulässiger Instandsetzungszeiten

Bei der Festlegung der zulässigen Instandsetzungszeiten ist sicherzustellen, dass

- a. Komponenten, welche aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben (siehe Kapitel 6.5), in der Technischen Spezifikation berücksichtigt sind (risikotechnische Vollständigkeit) und
- b. Komponenten, welche aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben (siehe Kapitel 6.5), einer entsprechend kurzen Instandsetzungszeitklasse zugeordnet sind (risikotechnische Ausgewogenheit).

Eine Überprüfung der Vollständigkeit und der Ausgewogenheit der zulässigen Instandsetzungszeiten erfolgt anlässlich der PSÜ anhand der Risikogrössen CDF und $LERF$.

6.3.2 Risikotechnische Anforderungen an die Wartung von Komponenten während des Leistungsbetriebes

Folgende risikotechnischen Anforderungen sind neben den deterministischen Anforderungen an die Wartung von Komponenten (einschliesslich Divisions- und Strangrevisionen) während des Leistungsbetriebes zu erfüllen:

- a. Wartung ist so zu planen, dass
 - keine wartungsbedingte Conditional Core Damage Frequency ($CCDF_i$; Berechnung siehe Anhang 3) pro Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration i grösser als $1 \cdot 10^{-4}$ pro Jahr auftritt, und
 - die insgesamt pro Kalenderjahr anfallenden Zeiten für Komponentenwartung so beschränkt sind, dass der wartungsbedingte Anteil an der Incremental Cumulative Core Damage Probability ($IC_{um}CDP$, siehe Anhang 3) kleiner als $5 \cdot 10^{-7}$ ist.
- b. Die Einhaltung der Anforderungen gemäss Bst. a ist entweder durch eine vorgängige, abdeckende Analyse zusammen mit einer nachträglichen probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung nachzuweisen oder mit Hilfe eines Risikomonitoring zu belegen. Ausnahmen von den Planungsanforderungen gemäss Bst. a sind zu begründen.

6.3.3 Risikotechnische Beurteilung von Änderungen an der Technischen Spezifikation

Auswirkungen einer Änderung der Technischen Spezifikation sind risikotechnisch zu beurteilen.

- a. Dies gilt für alle PSA-relevanten Änderungen an der Technischen Spezifikation.
- b. Eine mit einer Risikoerhöhung verbundene Änderung an der Technischen Spezifikation ist zulässig, wenn
 - der Einfluss der Änderung auf die mittlere CDF bzw. FDF und $LERF$ unwesentlich³ ist und
 - die CDF unter Berücksichtigung der beantragten Änderung kleiner als 10^{-5} pro Jahr bleibt.

³ unwesentlich heisst: $\Delta CDF < 10^{-7}$ pro Jahr, $\Delta FDF < 10^{-7}$ pro Jahr, $\Delta LERF < 10^{-8}$ pro Jahr

- c. Bei einer Vergrößerung von Funktionsprüfungsintervallen ist zusätzlich zu zeigen, dass
 - die kraftwerkspezifischen Ausfallraten der betroffenen Komponenten nicht grösser als die international üblichen (generischen) sind und
 - die *CDF* unter Berücksichtigung der beantragten Änderungen und der zusätzlichen Annahme einer Erhöhung der Ausfallrate aller betroffenen Komponenten um den Faktor, um den das Prüfungsintervall verlängert werden soll, sich nur um 1% erhöht.
- d. Auch wenn die in diesem Unterkapitel genannten Anforderungen erfüllt werden, sind soweit möglich Massnahmen zu identifizieren und – sofern angemessen – zu ergreifen, um die änderungsbedingten Risikoerhöhungen zu kompensieren resp. zu reduzieren.

6.4 Risikotechnische Beurteilung von bau- und systemtechnischen Anlageänderungen

Gestützt auf Art. 24 Abs. 2 Bst. a, Art. 28 Abs. 1 Bst. b, Art. 33 Abs. 1 Bst. a sowie Art. 40 Abs. 1 Bst. a., Art. 40 Abs. 2 KEV sind bau- und systemtechnische Anlageänderungen risikotechnisch zu beurteilen.

- a. Dies gilt für alle PSA-relevanten Änderungen an Strukturen, Systemen und Komponenten.
- b. Eine mit einer Risikoerhöhung verbundene bau- und systemtechnische Anlageänderung ist zulässig, wenn
 - der Einfluss der Änderung auf die mittlere *CDF* bzw. *FDF* und *LERF* unwesentlich ist und
 - die *CDF* unter Berücksichtigung der beantragten Änderung kleiner als 10^{-5} pro Jahr bleibt.
- c. Auch wenn die obigen Anforderungen erfüllt werden, sind soweit möglich Massnahmen zu identifizieren und – sofern angemessen – zu ergreifen, um die änderungsbedingten Risikoerhöhungen zu kompensieren resp. zu reduzieren.

6.5 Risikotechnische Beurteilung von Komponenten

Gestützt auf Art. 35 Abs. 1 und Art. 40 Abs. 1 Bst. a KEV sind folgende Kriterien für die risikotechnische Beurteilung von Komponenten anzuwenden:

- a. Eine Komponente hat aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung, wenn folgende Bedingung bezogen auf *CDF* oder *FDF* oder *LERF* erfüllt ist (Selektionskriterium):

$$FV \geq 10^{-3} \text{ oder } RAW \geq 2$$

Die Risikokenngrössen Fussell Vesely (*FV*) und Risk Achievement Worth (*RAW*) für Komponenten sind gemäss Anhang 4 zu bestimmen.

- b. Die Komponenten, welche aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben, sind in einer Liste mit den oben genannten Risikokenngrössen aufzuführen. Die Liste ist Bestandteil der Betriebsdokumentation.

Anlässlich der PSÜ ist diese Liste zu aktualisieren.

6.6 Risikotechnische Beurteilung der Betriebserfahrung

Gestützt auf Art. 33 Abs. 1 Bst. a und b und Art. 37 Abs. 1 KEV ist die Betriebserfahrung mit der PSA wie folgt zu bewerten.

6.6.1 Jährliche Bewertung der Betriebserfahrung

- a. Die Auswirkungen der im Betrachtungsjahr durchgeführten, PSA-relevanten Anlageänderungen sind basierend auf Anhang 1 zu bewerten.
- b. Folgende probabilistische Sicherheitsindikatoren sind gemäss Anhang 3 zu bestimmen und zu bewerten:
 - die maximale, jährliche Risikospitze ($CCDF_{i, max}$) und
 - das inkrementelle, kumulative Risiko ($IC_{um}CDP$)
- c. Der Trend dieser Sicherheitsindikatoren ist zu bewerten.
- d. Die Beiträge zur $IC_{um}CDP$ sind nach den vier Kategorien „Wartung“, „Instandsetzung“, „Prüfung“ und „Reaktorschnellabschaltungen“ auszuweisen. Der wartungsbedingte Anteil der $IC_{um}CDP$ ist im Hinblick auf Einhaltung des Kriteriums gemäss Kapitel 6.3.2 zu bewerten.
- e. Die dominanten Beiträge zur $IC_{um}CDP$ sind auszuweisen und im Hinblick auf Vorkommnisse sowie auf die Ausfallanfälligkeit von Komponenten bzw. Systemen zu bewerten.

- f. Bei methodischen Änderungen der PSA sind die probabilistischen Sicherheitsindikatoren (Anhang 3) jeweils rückwirkend aufzudatieren, so dass immer eine aktuelle Bewertung dieser Indikatoren für mindestens 5 Kalenderjahre zur Verfügung steht.
- g. Die risikotechnische Beurteilung der Betriebserfahrung ist entsprechend Anhang 3 zu dokumentieren.

6.6.2 Risikotechnische Einstufung von Vorkommnissen

- a. Vorkommnisse, welche meldepflichtig sind und PSA-relevante Strukturen, Systeme, Komponenten oder Operateurhandlungen betreffen, sind risikotechnisch zu beurteilen.
- b. Die risikotechnische Beurteilung eines Vorkommnisses erfolgt gemäss Tabelle 1.

Tabelle 1 Bezug $ICCDP_{Vorkommnis}$ zur INES-Skala

$ICCDP_{Vorkommnis}$	INES
$1 > ICCDP_{Vorkommnis} \geq 1 \cdot 10^{-2}$	3
$1 \cdot 10^{-2} > ICCDP_{Vorkommnis} \geq 1 \cdot 10^{-4}$	2
$1 \cdot 10^{-4} > ICCDP_{Vorkommnis} \geq 1 \cdot 10^{-6}$	1
$1 \cdot 10^{-6} > ICCDP_{Vorkommnis} \geq 1 \cdot 10^{-8}$	0

- c. Die $ICCDP_{Vorkommnis}$ ist gemäss Anhang 3 zu bestimmen.

7 Übergangsregelung

Die Anwendung der *LERF* für die systematische Bewertung von Anlageänderungen gemäss Kap. 6.3.3 und 6.4 erfolgt spätestens ab 1. Januar 2010. Alle anderen in der Richtlinie angesprochenen Anwendungen der PSA erfolgen spätestens ab 1. Oktober 2008.

Diese Richtlinie wurde am 1. Mai 2008 von der HSK verabschiedet.

Der Direktor der HSK: sign. U. Schmocker

Anhang 1 Darstellung und Inhalt der Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen

Die nach den Kapiteln 5 und 6.6 dieser Richtlinie geforderte Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen ist wie in Tabelle 2 gezeigt zu gestalten:

Tabelle 2: Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen

Nr. des Änderungsantrages	Inhalt der Änderung	Datum der Umsetzung	Im PSA-Modell berücksichtigt	Auswirkungen			
				Bemerkungen	quantitative Abschätzung		
					ΔCDF	ΔFDF	$\Delta LERF$
Totaler Einfluss aller Anlageänderungen							
Prozentualer Einfluss aller nicht im Modell berücksichtigten Anlageänderungen							

Anhang 2 Übersicht über die zeitliche Staffelung der PSA-Anwendung

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

Tabelle 3: Anlass und Anwendung der PSA

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

Anhang 3 Verfahren zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung

A3.1 Risikokenngrößen zur Bewertung der Betriebserfahrung

Im Folgenden wird das Verfahren zur Bestimmung von Risikokenngrößen für die probabilistische Bewertung der Betriebserfahrung beschrieben.

- a. Mit Hilfe des aktuellen, kraftwerkspezifischen PSA-Modells ist ein so genanntes **Nullinstandhaltungsmodell** zu erstellen, in dem alle Basisereignisse, welche die gemittelte Unverfügbarkeit von Komponenten durch Instandsetzung, Wartung oder Prüfung beschreiben, im PSA-Modell als verfügbar gesetzt werden. Das Nullinstandhaltungsmodell beinhaltet neben den internen Ereignissen auch interne systemübergreifende und externe auslösende Ereignisse. Die *CDF*, welche mit dem Nullinstandhaltungsmodell ausgewiesen wird, ist die *CDF_{Baseline}*.
- b. Bei der Bestimmung der Komponentenunverfügbarkeitsdauer werden drei Fälle unterschieden:
 - Im Falle eines Komponentenausfalls setzt sich die Komponentenunverfügbarkeitsdauer aus der Instandsetzungszeit und der Unverfügbarkeitsdauer durch latente Fehler⁴ zusammen.
 - Im Falle einer Wartung ist die Dauer der Wartung als Komponentenunverfügbarkeitsdauer anzunehmen.
 - Im Falle einer Prüfung, bei der die betrachtete Komponente unverfügbar ist, ist die Prüfungsdauer als Komponentenunverfügbarkeitsdauer anzunehmen.
- c. Ein Zustand während des Leistungsbetriebs, bei dem eine konstante Menge von Komponenten unverfügbar ist, stellt eine **Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration** dar.
- d. Die bedingte Kernschadenshäufigkeit der *i*-ten Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration, bei der eine oder mehrere Komponenten unverfügbar sind, wird im Folgenden als *CCDF_i* bezeichnet und wird wie folgt bestimmt:
 - mit einer Approximation;

⁴ Ein latenter Fehler ist ein Fehler, der unentdeckt bleibt, bis die betroffene (Standby-)Komponente angefordert oder mit einer Funktionsprüfung getestet wird. In den Fällen, bei denen kein genaues Datum für den Beginn der Unverfügbarkeit bestimmt werden kann, ist die Hälfte des Zeitintervalls zwischen zwei Funktionsprüfungen als Unverfügbarkeitsdauer anzunehmen.

- mit einer genaueren Berechnung, falls sich zeigt, dass auf Basis der Approximation die $CCDF_i$ einer Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration bezogen auf das betrachtete Jahr eine relevante Risikospitze darstellt oder dass dieselbe Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration mehrmals im Jahr auftritt. In diesem Fall ist eine genauere Berechnung der $CCDF_i$ durch eine Requantifizierung des Nullstandhaltungsmodells durchzuführen, wobei die betroffenen Komponenten im Modell als unverfügbar zu setzen sind.
- e. Die inkrementelle bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit $ICCDP_i$ der i -ten Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration ist wie folgt abzuschätzen:

$$ICCDP_i = (CCDF_i - CDF_{Baseline}) \cdot \frac{\Delta t_i}{8760 [\text{Std.} / \text{Jahr}]} \quad (1)$$

wobei Δt_i die Komponentenunverfügbarkeitskonfigurationsdauer in Stunden und die $CCDF_i$ die bedingte Kernschadenshäufigkeit pro Kalenderjahr ist.

- f. Die $ICCDP_j$ der j -ten Reaktorschnellabschaltung ist wie folgt abzuschätzen: Im Nullstandhaltungsmodell ist das entsprechende auslösende Ereignis mit der Wahrscheinlichkeit 1 und die Häufigkeit der anderen auslösenden Ereignisse zu Null zu setzen. Bei gleichzeitiger Unverfügbarkeit von Komponenten sind die entsprechenden Komponenten im Nullstandhaltungsmodell als unverfügbar zu setzen.⁵
- g. Die inkrementelle kumulative (jährliche) Kernschadenswahrscheinlichkeit $IC_{um}CDP$ ist wie folgt definiert:

$$IC_{um}CDP = \sum_{i=1}^m ICCDP_i \quad (2)$$

wobei m gleich der Summe der Anzahl der Komponentenunverfügbarkeitskonfigurationen plus der Anzahl Reaktorschnellabschaltungen ist, welche während eines Kalenderjahrs auftreten.

⁵ Vereinfachend wird das so abgeschätzte Risiko für eine Reaktorschnellabschaltung als eine $ICCDP_i$ bezeichnet.

A3.2 Risikotechnische Bewertung von Vorkommnissen

Im Folgenden wird das Verfahren zur risikotechnischen Einstufung von Vorkommnissen beschrieben.

- a. Ein Vorkommnis ist mit einer inkrementellen Kernschadenswahrscheinlichkeit $ICCDP_{Vorkommnis}$ wie folgt zu bewerten:
 - Stellt das zu bewertende Vorkommnis eine ungeplante Komponentenunverfügbarkeit dar, so ist die $ICCDP_{Vorkommnis}$ gleich der Summe aller $ICCDP_i$ der k Komponentenunverfügbarkeitskonfigurationen, die während der Dauer der ungeplanten Komponentenunverfügbarkeiten auftreten:

$$ICCDP_{Vorkommnis} = \sum_{i=1}^k ICCDP_i \quad (3)$$

Überlappen sich zeitlich zwei ungeplante Komponentenunverfügbarkeiten, ist dafür nur eine $ICCDP_{Vorkommnis}$ zu bestimmen, die alle Komponentenunverfügbarkeitskonfigurationen beinhaltet, welche während der Dauer der beiden ungeplanten Komponentenunverfügbarkeiten auftreten.

- Stellt das zu bewertende Vorkommnis eine Reaktorschnellabschaltung dar, ist die $ICCDP_{Vorkommnis}$ gemäss Anhang A3.1 zu bestimmen.
- Beinhaltet das Vorkommnis eine Komponentenunverfügbarkeit, so sind mögliche Einflüsse auf die Häufigkeit von auslösenden Ereignissen und auf die Wahrscheinlichkeit von Common Cause Failures (CCF) zu berücksichtigen.

A3.3 Bericht zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung

Der Bericht zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung (als Teil der systematischen Sicherheitsbewertung gemäss Art. 33 Abs. 1 KEV), welcher auch die Angaben zur Unverfügbarkeit der Komponenten (Art. 37, Anhang 5 KEV) beinhaltet, umfasst Folgendes:

- a. Angabe der Version des verwendeten PSA-Modells.
- b. Kurze Beschreibung und Begründung der speziellen Modellierungsannahmen bezüglich Human Reliability Analysis und/oder CCF.
- c. Merkmale des Betrachtungsjahrs (Datum und Länge der Revision, verwendete $CDF_{Baseline}$).
- d. Darstellung (gemäss Anhang 1) und Bewertung der im Betrachtungsjahr durchgeführten, PSA-relevanten Anlageänderungen.
- e. Diskussion der jährlichen Bewertung der Betriebserfahrung gemäss Kapitel 6.6. Dazu sind

- die Werte der beiden probabilistischen Sicherheitsindikatoren (IC_{umCDP} und $CCDF_{i,max}$) für mindestens die letzten 5 Jahre,
 - die Beiträge zur IC_{umCDP} und
 - der approximative, zeitliche Verlauf der $CCDF$
- grafisch darzustellen.
- f. Liste der unverfügbaren Komponenten mit Angabe der Bezeichnung der unverfügbaren Komponente, Kurzbeschreibung der Ursache der Komponentenunverfügbarkeit, der Startzeit der Unverfügbarkeit sowie der Dauer der Unverfügbarkeit.
- g. Tabellarische Darstellung der folgenden Angaben für jede identifizierte Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration (diese Daten sind der HSK auch in elektronischer Form zu übermitteln):
- Komponentenunverfügbarkeitskonfigurations-Nr.
 - Bezeichnung der unverfügbaren Komponente(n).
 - Kurzbeschreibung der Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration.
 - Startzeit der Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration (Datum, Uhrzeit).
 - Endzeit der Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration (Datum, Uhrzeit).
 - Bedingte Kernschadenshäufigkeit der Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration i ($CCDF_i$).
 - Bedingte inkrementelle Kernschadenswahrscheinlichkeit der Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration bzw. der Reaktorschnellabschaltung i ($ICCDP_i$).
 - Ursache (nur die vier Kategorien: Wartung, Instandsetzung, Prüfung, Reaktorschnellabschaltung) für jede $ICCDP_i$.

Anhang 4 Verfahren zur Bestimmung der Risikokenngrößen *FV* und *RAW* von Komponenten

- a. Zur Bestimmung des *FV*-Wertes einer Komponente sind im aktuellen, kraftwerkspezifischen PSA-Modell alle Basisereignisse, welche der betrachteten Komponente zugeordnet sind, zu berücksichtigen.
- b. Zur Bestimmung des *RAW*-Werts einer Komponente sind im aktuellen, kraftwerkspezifischen PSA-Modell alle Basisereignisse, welche der betrachteten Komponente zugeordnet sind, zu berücksichtigen.
- c. Bei der Bestimmung der Risikokenngrößen *FV* und *RAW* ist zu berücksichtigen, dass die Unverfügbarkeit von Komponenten die Häufigkeit von auslösenden Ereignissen und die Wahrscheinlichkeit von CCF⁶ beeinflussen kann.
- d. Es ist nachzuweisen, dass die Anzahl der Komponenten gering ist, welche das Selektionskriterium knapp nicht erfüllen. Insbesondere von den Komponenten, die das Selektionskriterium knapp nicht erfüllen, sind die Risikokenngrößen *FV* und *RAW* auf Basis einer entsprechenden Requantifizierung des gesamten PSA-Modells zu bestimmen.
- e. Wenn die Bestimmungen der Risikokenngrößen *FV* und *RAW* nicht auf einer Requantifizierung des gesamten PSA-Modells beruhen, sind allfällige Unsicherheiten der rechentechnischen Approximation zu diskutieren.
- f. Die Bestimmung des *FV*- und des *RAW*-Werts einer Komponente auf Basis der *FDF* und der *LERF* erfolgen sinngemäss wie auf Basis der *CDF*.

⁶ Zur Bewertung des Einflusses auf die CCF-Wahrscheinlichkeit sind zum Beispiel folgende Ansätze akzeptabel:

- Der *FV*-/*RAW*-Wert der betroffenen CCF-Gruppe wird wie ein weiteres Basisereignis bei der Bestimmung des *FV*-/*RAW*-Werts der Komponente berücksichtigt.
- Balancing Method [K. Kim, D. I. Kang, and J.-E. Yang, *On the use of the balancing method for calculating component RAW involving CCFs in SSC categorization*, Reliability Engineering and System Safety, 2005, Vol. 87, p. 233 - 242]

Anhang 5 Definition von Begriffen

Tabelle 4: Liste der Begriffsdefinitionen

Begriff	Definition
Anlageänderung	Beinhaltet Änderungen an Strukturen, Systemen, Komponenten oder an der Betriebsdokumentation, welche einen Einfluss auf die nukleare Sicherheit haben können.
PSA-relevant	Strukturen, Systeme, Komponenten, Operateurhandlungen sind PSA-relevant, wenn sie im PSA-Modell gemäss HSK-A05 zu berücksichtigen sind.
Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration	Zustand während des Leistungsbetriebs, bei dem eine konstante Menge von Komponenten un verfügbar ist.
Baseline Kernschadenshäufigkeit ($CDF_{Baseline}$)	CDF , wenn keine Komponente als un verfügbar angenommen wird. Die Bestimmung der Rechengrösse ist im Anhang 3 festgelegt.
Nullinstandhaltungsmodell	Modifiziertes PSA-Modell, bei welchem die Basisereignisse, welche Komponentenunverfügbarkeiten durch Prüfung, Wartung oder Instandsetzung abbilden, im Modell zu Null (immer verfügbar) gesetzt werden. Das Nullinstandhaltungsmodell liefert die Baseline CDF ($CDF_{Baseline}$).
Conditional Core Damage Frequency ($CCDF_i$)	Bedingte Kernschadenshäufigkeit der i -ten Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration. Die Bestimmung der Rechengrösse ist im Anhang 3 festgelegt.
Incremental Core Damage Probability ($ICDP_i$)	Inkrementelle, bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit der i -ten Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration oder Reaktorschnellabschaltung. Die Bestimmung der Rechengrösse ist im Anhang 3 festgelegt.
Incremental Cumulative Core Damage Probability ($ICumCDP$)	Inkrementelle, kumulative, bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit. Die Bestimmung der Rechengrösse ist im Anhang 3 festgelegt.

Anhang 6 Liste der verwendeten Abkürzungen

<i>CCDF</i>	Conditional Core Damage Frequency
<i>CCF</i>	Common Cause Failure
<i>CDF</i>	Core Damage Frequency (Kernschadenshäufigkeit)
<i>FDF</i>	Fuel Damage Frequency (Brennstoffschadenshäufigkeit)
<i>FV</i>	Fussell Vesely
<i>ICCDP</i>	Incremental Conditional Core Damage Probability
<i>IC_{um}CDP</i>	Incremental Cumulative Core Damage Probability
<i>LERF</i>	Large Early Release Frequency
<i>PSA</i>	Probabilistische Sicherheitsanalyse
<i>PSÜ</i>	Periodische Sicherheitsüberprüfung
<i>RAW</i>	Risk Achievement Worth