

Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen

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

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A06/deutsch (Original)

Inhalt

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A06/deutsch (Original)

1	Einleitung	1
2	Rechtliche Grundlagen	1
3	Gegenstand und Geltungsbereich	1
4	Allgemeine Grundsätze	1
5	Aktualisierung der PSA	2
6	Anwendungen der PSA	3
6.1	Risikotechnische Beurteilung des Sicherheitsniveaus	3
6.2	Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge	3
6.3	Risikotechnische Beurteilung der Technischen Spezifikation	4
6.4	Risikotechnische Beurteilung von bau- und systemtechnischen Anlageänderungen	6
6.5	Risikotechnische Beurteilung von Komponenten	6
6.6	Risikotechnische Beurteilung der Betriebserfahrung	7
7	Liste der Verweisungen	8
Anhang 1:	Begriffe (gemäss ENSI-Glossar)	9
Anhang 2:	Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen	11
Anhang 3:	Probabilistische Bewertung der Betriebserfahrung	13
Anhang 4:	Risikotechnische Bewertung von Vorkommnissen	17
Anhang 5:	Bestimmung der Risikokenngrössen von Komponenten	19
Anhang 6:	Liste der PSA-relevanten Komponenten	21

1 Einleitung

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

2 Rechtliche Grundlagen¹

Diese Richtlinie stützt sich auf Art. 33 Abs. 3 und Art. 34 Abs. 5 der Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV; SR 732.11), Art. 12 Abs. 3 der Verordnung des UVEK vom 17. Juni 2009 über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) sowie Art. 70 Abs. 1 Bst. a des Kernenergiegesetzes vom 21. März 2003 (KEG; SR 732.1).

3 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.

4 Allgemeine Grundsätze

- a. Für Anwendungen ist das aktuelle kraftwerkspezifische PSA-Modell verbindlich, das den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05 entspricht.

¹ Fassung gemäss Revision 1 vom ##. \$\$\$ 2024

- b. Sofern nicht das vollständige PSA-Modell gemäss Richtlinie ENSI-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

- a. Es ist eine aktuelle kraftwerkspezifische PSA zu führen, die nach folgenden Grundsätzen regelmässig zu aktualisieren ist.
- b. Für die Stufe-1-PSA gilt:
 1. 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 Richtlinie ENSI-A05 beschrieben) anzupassen sind.
 2. 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 dem ENSI einzureichen.
 3. Beeinflusst die Summe der im Modell nicht berücksichtigten PSA-relevanten Anlageänderungen die mittlere Core Damage Frequency (*CDF*) beziehungsweise die mittlere Fuel Damage Frequency (*FDF*) um mehr als 10 %, so sind diese innerhalb eines Jahres im PSA-Modell zu berücksichtigen und zu dokumentieren.
- c. Für die Stufe-2-PSA gilt:
 1. 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 Richtlinie ENSI-A05 beschrieben) anzupassen sind.
 2. Über die Notwendigkeit einer Aktualisierung der Stufe-2-PSA ausserhalb der PSÜ entscheidet das ENSI fallweise.

- d. 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 mittlere *CDF*, die mittlere *FDF* und die mittlere Large Early Release Frequency (*LERF*) ist quantitativ abzuschätzen und in einer Liste zusammenzustellen. Form und Inhalt der Liste sind im Anhang 2 festgelegt.

6 Anwendungen der PSA

Im Folgenden werden diejenigen PSA-Anwendungen aufgeführt, welche mindestens durchzuführen sind.

6.1 Risikotechnische Beurteilung des Sicherheitsniveaus

- a. Für Kernkraftwerke gilt:
 1. Leistungsbetrieb: Ist die mittlere *CDF* grösser als 10^{-5} pro Jahr oder die *LERF* grösser als 10^{-6} pro Jahr, sind Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen.
 2. Nichtleistungsbetrieb: Ist die mittlere *FDF* grösser als 10^{-5} pro Jahr, sind Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen.
- b. Falls verschiedene Massnahmen die mittlere *LERF* in gleichem Masse reduzieren, sind Massnahmen, die auch die mittlere *CDF* verringern, den Massnahmen vorzuziehen, die nur die mittlere *LERF* verringern.
- c. Die Bewertung des Sicherheitsniveaus für Kernkraftwerke im Betrieb ist anlässlich der systematischen Sicherheitsbewertung im Rahmen des Berichtes zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung (vgl. Anhang 3) und der PSÜ vorzunehmen.

6.2 Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge

- a. Die Ausgewogenheit der Risikobeiträge ist wie folgt zu untersuchen:
 1. 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 Massnahmen zur Reduktion

der entsprechenden Risikobeiträge zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen.

2. Trägt eine auslösende Ereigniskategorie mehr als 60 % zur mittleren *CDF* bei und ist der Beitrag grösser als $6 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr, sind Massnahmen zur Reduktion dieses Risikobeitrages zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen.
 3. Wenn das Verhältnis der mittleren *CDF* zu $CDF_{Baseline}$ grösser als 1,2 ist, sind Massnahmen zur Reduktion des Risikobeitrages durch Instandhaltung zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen.
- b. Die Bewertung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge ist mindestens anlässlich der PSÜ durchzuführen.

6.3 Risikotechnische Beurteilung der Technischen Spezifikation

6.3.1 Risikotechnische Beurteilung der Vollständigkeit und der Ausgewogenheit zulässiger Instandsetzungszeiten

- a. Bei der Festlegung der zulässigen Instandsetzungszeiten ist sicherzustellen, dass
1. Komponenten, welche aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben (vgl. Kap. 6.5), in der Technischen Spezifikation berücksichtigt sind (risikotechnische Vollständigkeit) und
 2. Komponenten, welche aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben (vgl. Kap. 6.5), einer entsprechend kurzen Instandsetzungszeitklasse zugeordnet sind (risikotechnische Ausgewogenheit).
- b. 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

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

1. Wartung ist so zu planen, dass keine wartungsbedingte Conditional Core Damage Frequency ($CCDF_i$; Berechnung vgl. Anhang 3) pro Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration i grösser als $1 \cdot 10^{-4}$ pro Jahr auftritt.
 2. Wartung ist so zu planen, dass die insgesamt pro Kalenderjahr anfallenden Zeiten für Komponentenwartung so beschränkt sind, dass der wartungsbedingte Anteil an der Incremental Cumulative Core Damage Probability ($ICumCDP$, vgl. 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 Risikomonitors zu belegen. Ausnahmen von den Planungsanforderungen gemäss Bst. a sind zu begründen.

6.3.3 Risikotechnische Beurteilung von Änderungen der Technischen Spezifikation

- a. Auswirkungen aller PSA-relevanten Änderungen der Technischen Spezifikation sind risikotechnisch zu beurteilen.
- b. Eine mit einer Risikoerhöhung verbundene permanente² Änderung der Technischen Spezifikation ist zulässig, wenn
 1. der Einfluss der Änderung auf die mittlere CDF beziehungsweise FDf und $LERF$ unwesentlich ist (d. h. $\Delta CDF < 10^{-7}$ pro Jahr, $\Delta FDF < 10^{-7}$ pro Jahr sowie $\Delta LERF < 10^{-8}$ pro Jahr) und
 2. die mittlere CDF unter Berücksichtigung der beantragten Änderung kleiner als 10^{-5} pro Jahr bleibt.
- c. Bei einer Vergrößerung von Funktionsprüfungsintervallen ist zusätzlich zu zeigen, dass
 1. die kraftwerkspezifischen Ausfallraten der betroffenen Komponenten nicht grösser als die international üblichen (generischen) sind und
 2. die mittlere 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 höchstens um 1 % erhöht.
- d. Auch wenn die im Kap. 6.3.3 genannten Anforderungen erfüllt werden, sind soweit möglich Massnahmen zu identifizieren und – sofern angemessen –

² Fassung gemäss Revision 1 vom ##. \$\$\$ 2024

zu ergreifen, um die änderungsbedingten Risikoerhöhungen zu kompensieren respektive zu minimieren.

- e. Temporäre Änderungen der Technischen Spezifikation sind wie folgt zu bewerten:³
 - 1. Betrifft der Antrag die Wartung von Komponenten während des Leistungsbetriebs, gelten die Kriterien gemäss Kap. 6.3.2.
 - 2. Betrifft der Antrag andere temporäre Änderungen, dienen die Richtwerte gemäss Kap. 6.3.2 als Anhaltspunkt zur Bewertung.

6.4 Risikotechnische Beurteilung von bau- und systemtechnischen Anlageänderungen

- a. Änderungen an PSA-relevanten Strukturen, Systemen und Komponenten sind risikotechnisch zu beurteilen.
- b. Eine mit einer Risikoerhöhung verbundene bau- und systemtechnische Anlageänderung ist zulässig, wenn
 - 1. der Einfluss der Änderung auf die mittlere *CDF* beziehungsweise *FDF* sowie auf die *LERF* unwesentlich ist und
 - 2. die mittlere *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 respektive zu minimieren.

6.5 Risikotechnische Beurteilung von Komponenten

- a. Die folgenden Kriterien sind für die risikotechnische Beurteilung von Komponenten anzuwenden:
 - 1. Eine Komponente hat aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung, wenn folgende Bedingung bezogen auf die mittlere *CDF*, *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 5 zu bestimmen.

³ Fassung gemäss Revision 1 vom ##. \$\$\$ 2024

2. 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.
- b. Anlässlich der PSÜ ist diese Liste zu aktualisieren.
 - c. Es ist jeweils für die aktuell gültige PSA eine separate Liste derjenigen Komponenten einzureichen, die aus Sicht der PSA von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, aber nicht den SK 1 bis SK 3 oder der Sicherheitsklasse 1E angehören. Für jede Komponente sind das Anlagenkennzeichen (sofern vorhanden), die Klassierung sowie die ausschlaggebenden Kriterien für die Zuordnung zu dieser Liste anzugeben (vgl. Anhang 6).⁴

6.6 Risikotechnische Beurteilung der Betriebserfahrung

6.6.1 Jährliche Bewertung der Betriebserfahrung

- a. Die Auswirkungen der im Betrachtungsjahr durchgeführten, PSA-relevanten Anlageänderungen sind basierend auf Anhang 2 zu bewerten.
- b. Folgende probabilistischen Sicherheitsindikatoren sind gemäss Anhang 3 zu bestimmen und zu bewerten:
 1. die maximale jährliche Risikospitze ($CCDF_{i, max}$)
 2. das inkrementelle kumulative Risiko ($ICumCDP$)
- c. Der Trend dieser Sicherheitsindikatoren ist zu bewerten.
- d. Der Beitrag von den im Betrachtungsjahr festgestellten latenten Fehlern (latente Fehler: vgl. Anhang 3) zur $ICumCDP$ ist auszuweisen und zu bewerten.
- e. Die Beiträge zur $ICumCDP$ sind nach den vier Kategorien Wartung, Instandsetzung, Prüfung und Reaktorschnellabschaltungen auszuweisen. Der wartungsbedingte Anteil der $ICumCDP$ ist im Hinblick auf Einhaltung des Kriteriums gemäss Kap. 6.3.2 zu bewerten.
- f. Die dominanten Beiträge zur $ICumCDP$ sind auszuweisen und im Hinblick auf Vorkommnisse sowie auf die Ausfallanfälligkeit von Komponenten beziehungsweise Systemen zu bewerten.
- g. Bei methodischen Änderungen der PSA sind die probabilistischen Sicherheitsindikatoren (Anhang 3) jeweils rückwirkend aufzudatieren, so dass

⁴ Fassung gemäss Revision 1 vom ##. \$\$\$ 2024

immer eine aktuelle Bewertung dieser Indikatoren für mindestens 5 Kalenderjahre zur Verfügung steht.

- h. 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 wie folgt:

<i>ICCDP</i> _{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 4 zu bestimmen.

7 Liste der Verweisungen

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, pp. 233 – 242.

Diese Revision 1 dieser Richtlinie wurde am **##. §§§ 2024** vom ENSI verabschiedet.

Der Direktor des ENSI: sig. M. Kenzelmann

Anhang 1: Begriffe (gemäss ENSI-Glossar)

Baseline-Kernschadenshäufigkeit ($CDF_{Baseline}$)

Die mit dem Nullstandhaltungsmodell berechnete CDF liefert die Baseline-Kernschadenshäufigkeit ($CDF_{Baseline}$).

Conditional Core Damage Frequency (CCDF)

Die Conditional Core Damage Frequency (CCDF) ist die bedingte Kernschadenshäufigkeit einer Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration. Die Bestimmung der Rechengrösse ist im Anhang 3 der Richtlinie ENSI-A06 festgelegt.

Incremental Conditional Core Damage Probability (ICCDP)

Die Incremental Conditional Core Damage Probability (ICCDP) ist die bedingte inkrementelle Kernschadenswahrscheinlichkeit einer Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration oder Reaktorschnellabschaltung. Die Bestimmung der Rechengrösse ist im Anhang 3 der Richtlinie ENSI-A06 festgelegt.

Incremental Cumulative Core Damage Probability (ICumCDP)

Die Incremental Cumulative Core Damage Probability (ICumCDP) ist die inkrementelle kumulative Kernschadenswahrscheinlichkeit. Die Bestimmung der Rechengrösse ist im Anhang 3 der Richtlinie ENSI-A06 festgelegt.

Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration

Eine Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration bezeichnet einen Zustand während des Leistungsbetriebs, bei dem eine konstante Anzahl von Komponenten un verfügbar ist.

Nullstandhaltungsmodell

Ein Nullstandhaltungsmodell ist ein modifiziertes PSA-Modell, bei welchem die Basisereignisse, welche Komponentenunverfügbarkeiten durch Prüfung, Wartung oder Instandsetzung abbilden, im Modell zu Null (immer verfügbar) gesetzt werden.

Anhang 2: Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen

Die nach Kap. 5 Bst. d und Kap. 6.6.1 Bst. a dieser Richtlinie geforderte Liste der PSA-relevanten Anlageänderungen ist wie folgt zu gestalten:

Änderungsantrag (Referenz)	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 3: Probabilistische Bewertung der Betriebserfahrung

A3.1 Risikokenngrößen zur jährlichen 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 Nullstandhaltungsmodell zu erstellen und zu verwenden.
- b. Bei der Bestimmung der Komponentenunverfügbarkeitsdauer werden drei Fälle unterschieden:
 1. Im Falle eines Komponentenausfalls setzt sich die Komponentenunverfügbarkeitsdauer aus der Instandsetzungszeit und der Unverfügbarkeitsdauer durch einen latenten Fehler zusammen. Unter einem latenten Fehler wird ein Fehler verstanden, der unentdeckt bleibt, bis er z. B. mit einer Funktionsprüfung festgestellt wird. In den Fällen, bei denen kein genaues Datum für den Beginn der Unverfügbarkeit bestimmt werden kann, ist grundsätzlich die Hälfte des Zeitintervalls zwischen der Entdeckung und der letzten Funktionsprüfung als Dauer des latenten Fehlers anzunehmen.
 2. Im Falle einer Wartung ist die Dauer der Wartung als Komponentenunverfügbarkeitsdauer anzunehmen.
 3. Im Falle einer Prüfung, bei der die betrachtete Komponente un verfügbar ist, ist die Prüfungsdauer als Komponentenunverfügbarkeitsdauer anzunehmen.
- c. Die bedingte Kernschadenshäufigkeit der i -ten Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration, bei der eine oder mehrere Komponenten un verfügbar sind, wird im Folgenden als $CCDF_i$ bezeichnet und wird wie folgt bestimmt:
 1. mit einer Approximation
 2. 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 un verfügbar zu setzen sind.

- d. Die inkrementelle bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit $ICCDP_i$ der i -ten Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration ist wie folgt abzuschätzen:

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

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

- e. Die $ICCDP_j$ der j -ten Reaktorschnellabschaltung ist wie folgt abzuschätzen: Im Nullstandhaltungsmodell ist das entsprechende auslösende Ereignis als garantiert eingetreten (true) zu setzen und die anderen auslösenden Ereignisse sind als garantiert nicht eingetreten (false) zu setzen. Bei gleichzeitiger Unverfügbarkeit von Komponenten sind die entsprechenden Komponenten im Nullstandhaltungsmodell als unverfügbar zu setzen.
- f. Die (jährliche) inkrementelle kumulative Kernschadenswahrscheinlichkeit $ICumCDP$ ist wie folgt definiert:

$$ICumCDP = \sum_{i=1}^m ICCDP_i$$

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

A3.2 Bericht zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung

Der Bericht zur probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung, welcher auch die Angaben zur Unverfügbarkeit der Komponenten beinhaltet, umfasst Folgendes:

- Angabe der Version des verwendeten PSA-Modells
- kurze Beschreibung und Begründung der speziellen Modellierungsannahmen bezüglich Human Reliability Analysis und/oder Common Cause Failures (CCF)
- Merkmale des Betrachtungsjahrs (Datum und Länge der Revision, verwendete $CDF_{Baseline}$)
- Darstellung (gemäss Anhang 2) und Bewertung der im Betrachtungsjahr durchgeführten, PSA-relevanten Anlageänderungen
- Diskussion der jährlichen Bewertung der Betriebserfahrung gemäss Kap. 6.6.1

Dazu sind

- die Werte der beiden probabilistischen Sicherheitsindikatoren ($ICumCDP$ und $CCDF_{i, max}$) für mindestens die letzten 5 Jahre,

2. die Beiträge zur $ICumCDP$ und
 3. 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:
 1. Komponentenunverfügbarkeitskonfigurations-Nummer
 2. Bezeichnung der unverfügbaren Komponente(n)
 3. Kurzbeschreibung der Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration
 4. Startzeit der Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration (Datum, Uhrzeit)
 5. Endzeit der Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration (Datum, Uhrzeit)
 6. bedingte Kernschadenshäufigkeit der Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration i ($CCDF_i$)
 7. bedingte inkrementelle Kernschadenswahrscheinlichkeit der Komponentenunverfügbarkeitskonfiguration beziehungsweise der Reaktorschnellabschaltung i ($ICCDP_i$)
 8. Ursache (nur die vier Kategorien Wartung, Instandsetzung, Prüfung, Reaktorschnellabschaltung) für jede $ICCDP_i$

Diese Daten sind dem ENSI auch in elektronischer Form zu übermitteln.

Anhang 4: Risikotechnische Bewertung von Vorkommnissen

Die inkrementelle Kernschadenswahrscheinlichkeit für ein zu bewertendes Vorkommnis ($ICCDP_{Vorkommnis}$) ist wie folgt zu bestimmen:

- a. 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:

$$ICCDP_{Vorkommnis} = \sum_{i=1}^k ICCDP_i$$

Die Betrachtung der Unverfügbarkeitsdauer beschränkt sich auf das Kalenderjahr.

- b. Erweiterungen des bestehenden PSA-Modells zur realistischen Bewertung des Vorkommnisses sind zu begründen.
- c. Zusätzliche Personalhandlungen können berücksichtigt werden, sofern es sich nicht um Reparaturen oder dergleichen (z. B. Wiederausbau zerlegter Komponenten) handelt. Die Versagenswahrscheinlichkeit einer zusätzlichen Personalhandlung ist gemäss Richtlinie ENSI-A05 zu bestimmen. Für einfache Schaltheilungen kann alternativ eine Versagenswahrscheinlichkeit von 0,1 verwendet werden, wenn mindestens 30 Minuten für die Entscheidungsfindung zur Verfügung stehen.
- d. Stellt das Vorkommnis ein in der PSA abgebildetes auslösendes Ereignis dar, ist die $ICCDP_{Vorkommnis}$ gemäss Anhang 3 (vgl. A3.1 Bst. e) zu bestimmen.
- e. Beinhaltet das Vorkommnis eine Komponentenunverfügbarkeit, so sind mögliche Einflüsse auf die Häufigkeit von auslösenden Ereignissen und auf die Wahrscheinlichkeit von CCF zu berücksichtigen.

Anhang 5: Bestimmung der Risikokenngrößen von Komponenten

- a. Zur Bestimmung des *FV*- und des *RAW*-Werts einer Komponente sind im aktuellen kraftwerkspezifischen PSA-Modell alle Basisereignisse, welche der betrachteten Komponente zugeordnet sind, zu berücksichtigen.
- b. 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 CCF beeinflussen kann. Zur Bewertung des Einflusses der Komponentenunverfügbarkeit auf die CCF-Wahrscheinlichkeit sind zum Beispiel folgende Ansätze akzeptabel:
 1. Der *FV*- wie auch der *RAW*-Wert der betroffenen CCF-Gruppe wird wie ein weiteres Basisereignis bei der Bestimmung des *FV*- und des *RAW*-Werts der Komponente berücksichtigt.
 2. Balancing Method: gemäss K. Kim et al. (vgl. Kap. 7)
- c. Es ist nachzuweisen, dass die Anzahl der Komponenten gering ist, welche das Selektionskriterium knapp nicht erfüllen. Insbesondere von den Komponenten, die das Selektionskriterium gemäss Kap. 6.5 knapp nicht erfüllen, sind die Risikokenngrößen *FV* und *RAW* auf Basis einer entsprechenden Requantifizierung des gesamten PSA-Modells zu bestimmen.
- d. Wenn die Bestimmungen der Risikokenngrößen *FV* und *RAW* nicht auf einer Requantifizierung des gesamten PSA-Modells beruhen, sind Unsicherheiten der rechentechnischen Approximation zu diskutieren.
- e. Die Bestimmung des *FV*- und des *RAW*-Werts einer Komponente auf Basis der *FDF* und der *LERF* erfolgen sinngemäss wie auf Basis der *CDF*.

Anhang 6: Liste der PSA-relevanten Komponenten⁵

Die nach Kap. 6.5 Bst. c dieser Richtlinie geforderte Liste von Komponenten, die aus Sicht der PSA von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, jedoch nicht den SK 1 bis SK 3 oder der Sicherheitsklasse 1E angehören, ist wie folgt zu gestalten:

Anlagen- kennzeichen (AKZ) oder Komponenten- ID	Beschreibung	mechanische Sicherheits- klasse*	elektrische Sicherheits- klasse*	zutreffende PSA-Kriterien**

* Unklassierte Komponenten sind mit «UNKL» zu bezeichnen.

** Ist eine Komponente beispielsweise aufgrund des *FV*-Werts, welcher mit dem Stufe-2-Modell für den Leistungsbetrieb berechnet wurde, Teil der Liste mit Komponenten von sicherheitstechnischer Relevanz, soll hier «LERF_FV» eingetragen werden.

⁵ Fassung gemäss Revision 1 vom ##. \$\$\$ 2024