



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

Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen

Ausgabe September 2018 (Änderung vom 19. August 2019)

Erläuterungsbericht zur Richtlinie

ENSI-A01/d

Inhalt

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A01/d

1	Ausgangslage	1
2	Harmonisierung mit internationalen Anforderungen	1
2.1	Safety Standards der IAEA	1
2.2	WENRA Safety Reference Levels	2
3	Aufbau der Richtlinie	2
4	Erläuterungen zu einzelnen Kapiteln der Richtlinie	3
4.1	Kapitel 2 „Gegenstand und Geltungsbereich“	3
4.2	Kapitel 3 „Rechtliche Grundlagen“	3
4.3	Kapitel 4 „Auslegungsstörfälle in Kernkraftwerken (SE3-Störfälle)“	4
4.4	Kapitel 5 „SE4a-Störfälle in Kernkraftwerken“	9
4.5	Kapitel 6: „Sicherheitsmargenanalyse für naturbedingte Ereignisse in Kernkraftwerken“	10
4.6	Kapitel 7 „Überprüfung der Kernkühlbarkeit bei Auslegungsstörfällen in Kernkraftwerken hinsichtlich einer vorläufigen Ausserbetriebnahme“	11
4.7	Kapitel 8 „Auslegungsstörfälle in sonstigen Kernanlagen und Lagern (SE3-Störfälle)“	11
4.8	Kapitel 9 „Dokumentation“	11
	Anhang 1: WENRA Safety Reference Levels	13

1 Ausgangslage

Am 1. Februar 2005 sind das Kernenergiegesetz vom 21. März 2003 (KEG; SR 732.1) und die Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV; SR 732.11) in Kraft getreten. Gestützt auf Art. 8 Abs. 6 KEV wurde die Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen vom 17. Juni 2009 (SR 732.112.2) erlassen. Diese Verordnung legt fest, welche Gefährdungsannahmen zu treffen und nach welchen Kriterien diese zu bewerten sind. Die Aufsichtsbehörde wird dort beauftragt, die Anforderungen an die deterministische Sicherheitsanalyse in Richtlinien zu regeln (Art. 2 Abs. 4). Mit der Richtlinie ENSI-A01 wird diesem Auftrag für die technische Sicherheitsanalyse Rechnung getragen. Für die radiologische Sicherheitsanalyse gelten die Richtlinien ENSI-A08 und ENSI-G14.

Aufgrund der Erstellung der Richtlinie ENSI-G02 sowie der Tatsache, dass Auslegungsanforderungen immer auch eine Nachweisführung bedingen, und um eine Vermischung von Auslegungsanforderungen und der Nachweisführung im Regelwerk zu vermeiden, wurde eine Neuauflage der Richtlinie ENSI-A01 notwendig. Ferner wurden nach den Ereignissen in Fukushima die Reference Levels der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) aktualisiert, welche ebenfalls detaillierte Anforderungen an die Sicherheitsebenen 3 und 4a stellen (siehe Kapitel 2).

2 Harmonisierung mit internationalen Anforderungen

2.1 Safety Standards der IAEA

Bei der Revision der Richtlinie ENSI-A01 berücksichtigt das ENSI das internationale Regelwerk der IAEA (International Atomic Energy Agency). Der IAEA Safety Standard SSG-2 „Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants“ (Ausgabe 2009) umfasst Empfehlungen zu den Anforderungen an die Sicherheitsnachweise. Die darin enthaltenen Empfehlungen beziehen sich auf grundsätzliche Nachweisziele und Nachweiskriterien für alle Ereigniskategorien.

Zusätzlich wurden weitere IAEA Safety Standards berücksichtigt:

- IAEA Safety Standard GS-G-1.2 „Review and Assessment of Nuclear Facilities by the Regulatory Body“ (2002)
- IAEA Safety Standard NS-G-1.6 „Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants“ (2008)
- IAEA Safety Standard SSR-2/1 „Safety of Nuclear Power Plants: Design“, Revision 1 (2016)

- IAEA Safety Standard SSG-18 „Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations“ (2011)

2.2 WENRA Safety Reference Levels

Das ENSI hat sich verpflichtet, die Anforderungen der WENRA umzusetzen. Die „Reactor Safety Reference Levels“ der WENRA (Update in Relation to Lessons Learned from TEPCO Fukushima Daiichi Accident, 24 September 2014) sind auf bestehende Kernkraftwerke ausgerichtet. Insbesondere die Anforderungen der Issues E (Design Basis Envelope for Existing Reactors) und F (Design Extension of Existing Reactors) betreffend Auslegung und Nachweisführung wurden aufgrund des Ereignisses in Fukushima wesentlich ergänzt. Neu wurden zudem Anforderungen an die Gefährdungsanalyse von naturbedingten Ereignissen festgelegt (Issue T: Natural Hazards). Die WENRA-Forderungen zur Nachweisführung werden in der vorliegenden Neuausgabe der Richtlinie ENSI-A01 berücksichtigt. Anhang 1 gibt einen Überblick über die für die Richtlinie ENSI-A01 relevanten WENRA-Anforderungen.

3 Aufbau der Richtlinie

Die ersten drei Kapitel bestehen aus der Einleitung, die für alle ENSI-Richtlinien einheitlich ist, aus der Darlegung des Gegenstands und Geltungsbereichs sowie aus den rechtlichen Grundlagen, auf die sich die Richtlinie ENSI-A01 abstützt.

Kapitel 4 legt die Anforderungen an die technische Sicherheitsanalyse für Auslegungsstörfälle für Kernkraftwerke fest.

Die Anforderungen an die technische Sicherheitsanalyse für auslegungsüberschreitende Störfälle in Kernkraftwerken, die ohne Kernschmelzen zu beherrschen sind, sogenannte SE4a-Störfälle, sind in Kapitel 5 festgelegt.

Kapitel 6 beschreibt die Randbedingungen für die Sicherheitsmargenanalysen naturbedingter SE4a-Ereignisse.

Kapitel 7 umfasst die Randbedingungen für die Überprüfung der Kernkühlbarkeit gemäss Art. 44 Abs. 1 Bst. a KEV zur vorläufigen Ausserbetriebnahme eines Kernkraftwerks als Folge eines Auslegungsfehlers.

Die Anforderungen an die technische Sicherheitsanalyse für sonstige Kernanlagen sind in Kapitel 8 dargelegt. Die Anforderungen sind auf Auslegungsstörfälle, welche auf der Sicherheitsebene 3 zu beherrschen sind, beschränkt.

Kapitel 9 legt die Anforderungen an die Dokumentation fest.

4 Erläuterungen zu einzelnen Kapiteln der Richtlinie

4.1 Kapitel 2 „Gegenstand und Geltungsbereich“

Die Richtlinie ENSI-A01 umfasst Vorgaben zur technischen Sicherheitsanalyse der SE3- und SE4a-Störfälle. Die SE4b-Störfälle, welche per Definition zu einem Kernschaden führen, werden mittels probabilistischer Sicherheitsanalyse (PSA) untersucht.

Ziel der Richtlinie ENSI-A01 ist es, folgendes festzulegen:

- die Nachweismethoden zur Einhaltung der Vorgaben von Art. 8 bis 11 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2, in der Richtlinie als „Gefährdungsannahmenverordnung“ bezeichnet).
- die Anforderungen an die technische Sicherheitsanalyse sowie die Randbedingungen für die Nachweisführung der Kernkühlbarkeit aufgrund der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5, in der Richtlinie als „Ausserbetriebnahmeverordnung“ bezeichnet).

Der Geltungsbereich dieser Richtlinie umfasst sämtliche Kernanlagen mit eigener Betriebsbewilligung.

4.2 Kapitel 3 „Rechtliche Grundlagen“

Zu Bst. c: Art. 7 und Art. 8 der KEV legen die grundsätzlichen Anforderungen an die nukleare Sicherheit und an den Schutz gegen Störfälle fest.

Zu Bst. d: Die „Gefährdungsannahmeverordnung“ legt die Gefährdungsannahmen und die Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle fest. In Art. 7 wird auf die radiologischen Kriterien in der StSV verwiesen, die bei Auslegungsstörfällen einzuhalten sind. Die Anforderungen an die radiologischen Sicherheitsanalysen sind in den Richtlinien ENSI-A08 und ENSI-G14 geregelt und nicht Bestandteil der Richtlinie ENSI-A01.

Zu Bst. e: Die „Ausserbetriebnahmeverordnung“ legt in Art. 2 fest, wann ein Kernkraftwerk unverzüglich vorläufig ausser Betrieb zu nehmen ist. Dazu gehört gemäss Art. 2 Abs. 1 Bst. a der Verordnung die Annahme, dass aufgrund eines Auslegungsfehlers die Kernkühlbarkeit bei Störfällen nicht mehr gewährleistet ist. In Kap. 7 der Richtlinie ENSI-A01 werden die Randbedingungen für die Nachweisführung zur Kernkühlbarkeit festgelegt.

4.3 Kapitel 4 „Auslegungsstörfälle in Kernkraftwerken (SE3-Störfälle)“

Ein Kernkraftwerk muss so ausgelegt sein, dass Störfälle, die nach der Erfahrung während der Lebensdauer einer Anlage zu erwarten oder nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessen sind, so beherrscht werden, dass schwerwiegende Auswirkungen in der Umgebung ausgeschlossen werden können. Diese Ereignisse werden als Auslegungsstörfälle bezeichnet.

4.3.1 Kapitel 4.1 „Ereignisspektrum“

Zu Bst. a und b: Um zu zeigen, dass die grundlegenden Schutzziele nach Art. 1 der „Gefährdungsannahmenverordnung“ eingehalten werden, ist mindestens ein umhüllendes Spektrum auslösender Ereignisse und Störfallabläufe zu betrachten. Dieses Spektrum muss alle Betriebszyklen wie Voll-, Teil- und Nulllast, sowie unterschiedliche Betriebsarten während des Stillstands abdecken. Das gesamte zu analysierende Störfallspektrum umfasst nicht durch Einwirkungen Dritter ausgelöste Störfälle.

Zu Bst. e: Unter realistischen Kombinationen von unabhängigen Ereignissen sind solche zu verstehen, welche mit einer Gesamteintrittshäufigkeit $\geq 10^{-6}$ pro Jahr zu erwarten sind und in keiner direkten Abhängigkeit zueinander stehen und somit nicht als Folgefehler betrachtet werden können. Ein Beispiel ist die Kombination eines kleinen Kühlmittelverlusts mit hohen Flusswassertemperaturen. Die Forderung entspricht dem WENRA Safety Reference Level E6.1.

4.3.2 Kapitel 4.2 „Einzelfehler“

Zu Bst. a und b: Diese Anforderungen zum Einzelfehler führen Art. 8 Abs. 4 und Art. 10 Abs. 1 Bst. a der Kernenergieverordnung aus. Grundsätzlich müssen die Störfälle auch mit einem vom auslösenden Ereignis unabhängigen Einzelfehler beherrscht werden.

Zu Bst. c: Als passiv gelten Komponenten, die keine bewegten mechanischen Teile zur Erfüllung ihrer Sicherheitsfunktion benötigen (z. B. Wärmetauscher). Im Rahmen der technischen Sicherheitsanalyse wird ein Einzelfehler nur auf die aktiven Komponenten angewendet, die im konkret betrachteten Störfall angefordert werden.

4.3.3 Kapitel 4.3 „Störfallhäufigkeit“

Zu Bst. a: Die Bestimmung der Eintrittshäufigkeit für ein auslösendes Ereignis erfolgt grundsätzlich anhand der Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05. In begründeten Einzelfällen kann das ENSI einen Störfall unabhängig von seiner Häufigkeit einer bestimmten Störfallkategorie zurechnen.

Zu Bst. c: Bei der Bestimmung der Eintrittshäufigkeit kann die Zeit, in der die Anlage in einem bestimmten Betriebszustand ist, wie beispielsweise das An- und Abfahren, der Stillstand oder der heiss-abgestellte Zustand, berücksichtigt werden.

Zu Bst. d: Eine erhöhte Kühlmittelaktivität kann unter Störfallbedingungen zu einer erhöhten Dosisbelastung in der Umgebung führen. Daher wird in der Technischen Spezifikation der Betrieb bei erhöhter Kühlmittelaktivität zeitlich begrenzt. Der Zeitanteil für diesen begrenzten Zustand darf bei der Bestimmung der Störfallhäufigkeit berücksichtigt werden. In Abgrenzung zur zeitlich unlimitierten zulässigen Kühlmittelaktivität ist ein solcher Nachweis zusätzlich zu führen.

Zu Bst. e: Falls die präventive Instandhaltung von Sicherheits- und Notstandssystemen während des Leistungsbetriebes zulässig ist, ist ein Nachweis mit und ohne Berücksichtigung der Instandhaltung zu führen.

Zu Bst. h: Für naturbedingte Ereignisse ist für die Störfallkategorien 2 und 3 je ein repräsentativer Störfall zu analysieren. Dies ist in Übereinstimmung mit Empfehlungen der IAEA (IAEA Safety Standard NS-G-1.6, 2008). Auf die Analyse eines repräsentativen Störfalls für die Störfallkategorie 1 für Kernkraftwerke kann aufgrund der dabei auftretenden geringen Belastung verzichtet werden.

4.3.4 Kapitel 4.4 „Allgemeine Vorgaben für die technische Sicherheitsanalyse“

In diesem Kapitel werden die bei der technischen Sicherheitsanalyse zu treffenden Anfangs- und Randbedingungen (z. B. bezüglich Kernbeladung, Zykluszeitpunkt und Nachzerfallsleistung), die Verfügbarkeit von SSK sowie Handlungen des Betriebspersonals festgelegt.

Zu Bst. a: Ein Folgefehler kann ausgeschlossen werden, wenn die für die Störfallbeherrschung benötigten SSK gegen die entsprechenden zu erwartenden Störfallbelastungen ausgelegt sind. Übersteigen aufgrund neuerer Erkenntnisse die Störfalllasten die der Auslegung zugrunde gelegten Lasten, muss nicht zwingend mit einem Versagen dieser SSK gerechnet werden, da bei der Auslegung normalerweise ausreichende Sicherheitsmargen berücksichtigt wurden. Kann nachgewiesen werden, dass die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit kleiner gleich 0,01 ist, muss die Komponente nicht als ausgefallen betrachtet werden.

Zu Bst. d: Ein Blockieren des wirksamsten Steuerelementes (stuck rod) muss in den technischen Sicherheitsanalysen (vgl. Kap. 5.5.1 der Richtlinie ENSI-G20) unterstellt werden. Der Reaktor muss bei Störfällen der Störfallkategorie 1 und 2 immer sicher abgeschaltet werden können. Eine kurze Rekritikalität ist in der Störfallkategorie 3 erlaubt.

Zu Bst. f: Gemäss den Ziffern 5.12 sowie 5.15 des IAEA Safety Standard SSR-2/1 (2016) können Notfallausrüstungen und Notfallmassnahmen kreditiert werden, wenn sie vorbereitet sind, genügend grosse Zeitfenster zur Diagnose und Durchführung vorhanden sind und die dafür erforderlichen Ausrüstungen nach dem auslösenden Ereignis zur Verfügung stehen.

Beispiele für qualifizierte Ausrüstungen sind Branderkennungs- und Brandbekämpfungseinrichtungen, welche nicht als klassische Sicherheitssysteme gelten.

4.3.5 Kapitel 4.5 „Berechnungsprogramme und Anlagenmodelle“

Zu Bst. a: Die verwendeten neutronenphysikalischen, thermohydraulischen und strukturellen Berechnungsprogramme müssen abgestimmt sein, soweit dies für die spezifische technische Sicherheitsanalyse erforderlich ist.

Zu Bst. c: Die angewendeten Berechnungsprogramme sind gemäss Stand von Wissenschaft und Technik durch Experimente zu validieren und durch den Vergleich mit bereits anerkannten Methoden zu verifizieren. Da bei neuen Methoden die Validierung nicht immer durchgängig möglich ist, kann diese durch eine weitgehende Verifizierung mit bereits etablierten Berechnungsprogrammen unter Umständen kompensiert werden.

Zu Bst. e: Bei der Validierung des Anlagenmodells müssen die in der Anlage aufgetretenen Transienten und Störfälle, welche für den Einsatzbereich des Anlagenmodells relevant sind, berücksichtigt werden. Wenn die Validierung aufgrund weniger Daten für Transienten und Auslegungstörfälle in der Anlage (nur wenige Ereignisse in der Vergangenheit) nicht immer durchgängig möglich ist, kann diese durch eine Verifizierung mit generischen Anlagenmodellen, Ergebnissen aus Experimenten in „Integral Test Facilities“ oder mit anderen Berechnungsprogrammen kompensiert werden.

Zu Bst. f: In der Vergangenheit wurden für die Sicherheitsanalysen mehrheitlich konservative abdeckende Berechnungsprogramme (inkl. Modellparameter) und konservative Anfangs- und Randbedingungen verwendet. Das führte teilweise dazu, dass Störfallabläufe nicht richtig vorausberechnet wurden und bestimmte physikalische Phänomene unberücksichtigt blieben. Aufgrund dieser Mängel und der aktuellen Ausgereiftheit der sogenannten „best-estimate“ Codes sind derartige Programme zu bevorzugen (Ziff. 1 oder 2). Dies entspricht heute der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik.

4.3.6 Kapitel 4.5.1 „Realistische Berechnungsprogramme und realistische Anfangs- und Randbedingungen mit Unsicherheitsanalysen (BEPU)“

Im Titel ist die deutsche Übersetzung von BEPU (Best Estimate Plus Uncertainties) verwendet worden.

Zu Bst. c: Für die Bestimmung der ausreichenden statistischen Sicherheit bei den thermohydraulischen Sicherheitsanalysen können die Empfehlungen des IAEA Safety Standard SSG-2 (2009), para. 5.7 und 5.8 oder des U.S.NRC RG 1.157 (1989), para. 4.1 berücksichtigt werden.

4.3.7 Kapitel 4.5.2 „Realistische Berechnungsprogramme und konservative Anfangs- und Randbedingungen“

Zu Bst. a: Bei der Verwendung von Best-Estimate Berechnungsprogrammen in Kombination mit konservativen Anfangs- und Randbedingungen ist zu prüfen, welche Werte der Anfangs- und Randbedingungen konservativ hinsichtlich des Nachweiszieles sind. Beispielhaft ist eine hohe Nachzerfallsleistung konservativ hinsichtlich der Kühlung des Reaktorkerns, jedoch nicht hinsichtlich einer Unterkühlung für den Nachweis der Unterkritikalität.

4.3.8 Kapitel 4.5.3 „Konservative Berechnungsprogramme und konservative Anfangs- und Randbedingungen“

Konservative Berechnungsprogramme, Anfangs- und Randbedingungen wurden bei der Auslegung der Anlagen verwendet und werden in einigen Bereichen auch heute noch zur Nachweisführung eingesetzt. Sollen diese Berechnungsprogramme weiterhin für die Nachweisführung eingesetzt werden, muss gezeigt werden, dass diese für das Einsatzgebiet noch dem Stand der Technik entsprechen. Darunter fallen keine ingenieurmässigen Abschätzungen. Diese sind grundsätzlich weiterhin zulässig, sofern diese hinsichtlich des Nachweiszieles konservativ sind.

4.3.9 Kapitel 4.6 „Nachweisziele und technische Nachweiskriterien“

Zu Bst. a: Grundsätzlich erfolgt der Nachweis der Einhaltung der technischen Kriterien der „Gefährdungsannahmenverordnung“ durch vorgelagerte technische Kriterien, welche anlagenspezifisch festgelegt sind. Beispielsweise kann für die ausreichende Kernkühlung in den Störfallkategorien 1 und 2 (ausreichender Wärmeübergang vom Brennstab zum Kühlmittel) die Einhaltung eines anlagenspezifischen zulässigen DNB-Grenzwertes (Departure from Nucleate Boiling) für DWR oder CPR-Wertes (Critical Power Ratio) für SWR gezeigt werden. Für Kühlmittelverluststörfälle (KMV) in der Störfallkategorie 3 sind beispielsweise die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G20 (Kapitel 5.2.1) zu berücksichtigen, welche sich auf die Notkühlkriterien (für KMV) der U.S.NRC 10 CFR 50 para. 50.46 (acceptance criteria for emergency core cooling systems for light water nuclear power reactors) abstützen und den Nachweis der Einhaltung einer Hüllrohrtemperatur von 1204 °C, einer maximal zulässigen lokalen Oxidation von 17 % sowie einer gesamten störfallbedingten Oxidation der Hüllrohre von 1 % fordert.

Zu Bst. b und c: Ein stabiler sicherer Anlagenzustand ist erreicht, wenn sich die globalen Anlagenparameter wie beispielsweise Druck, Temperatur und Kerndurchfluss auf einem neuen Niveau stabilisiert haben. Dies kann der heiss- oder kalt-abgestellte Zustand oder ein Zwischenzustand sein. Für diesen muss gezeigt werden können, dass die Anlage mit den verfügbaren Systemen sicher stabil gehalten werden kann, so dass keine weiteren Änderungen der globalen Anlagenparameter zu erwarten sind. Erfolgt der rechnerische Nachweis nach Bst. b ohne die Erreichung des kalt-abgestellten Anlagenzustandes, muss aufgezeigt

werden, mit welchen verfügbaren Systemen die Anlage in den kalt-abgestellten Zustand überführt werden kann und durch welche technische Sicherheitsanalyse dies abgedeckt ist.

4.3.10 Kapitel 4.7.1 „Interner Brand“

Zu Bst. a: Die Eintrittshäufigkeit eines spezifischen Brandereignisses bestimmt sich als Summe aller Brandszenarien, die zu gleichen Komponentenausfällen führen. Diese Eintrittshäufigkeit bestimmt unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers die Zuordnung zur Störfallkategorie.

Zu Bst. b: Quantitative Auswahlkriterien sind Kriterien anhand von CDF- oder FDF-Beiträgen. CDF und FDF stehen für Core Damage Frequency beziehungsweise Fuel Damage Frequency. Als Komponenten mit einer nicht vernachlässigbaren Menge radioaktiver Stoffe gelten gemäss ENSI-G01, Kap. 4.1.4 Ausrüstungen, die der Aufbereitung oder Lagerung von flüssigen oder festen radioaktiven Stoffen dienen und die ein Volumen von mehr als 1000 l haben.

Zu Bst. e: Je nach Störfallablauf können die ungünstigsten Auswirkungen beispielsweise der Funktionsverlust, die Fehlanregung oder die Fortführung der Normalfunktion sein.

4.3.11 Kapitel 4.7.2 „Interne Überflutung“

Zu Bst. a: Die Eintrittshäufigkeit eines spezifischen Überflutungsereignisses bestimmt sich als Summe aller Überflutungsszenarien mit den gleichen Schadensauswirkungen. Diese Eintrittshäufigkeit bestimmt unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers die Zuordnung zur Störfallkategorie.

Zu Bst. b: Quantitative Auswahlkriterien sind Kriterien anhand von CDF- oder FDF-Beiträgen. Als Komponenten mit einer nicht vernachlässigbaren Menge radioaktiver Stoffe gelten gemäss ENSI-G01, Kap. 4.1.4 Ausrüstungen, die der Aufbereitung oder Lagerung von flüssigen oder festen radioaktiven Stoffen dienen und die ein Volumen von mehr als 1000 l haben.

Zu Bst. e: Je nach Störfallablauf können die ungünstigsten Auswirkungen beispielsweise der Funktionsverlust, die Fehlanregung oder die Fortführung der Normalfunktion sein.

4.3.12 Kapitel 4.8.1 „Erdbeben“

Zu Bst. c: Aus den seismisch induzierten Bauwerksbewegungen werden die sogenannten Etagenantwortspektren abgeleitet, die als standortabhängige Erdbebeneinwirkung für Systeme und Komponenten dienen. Etagenantwortspektren werden in massgebenden Punkten der Bauwerksstruktur in drei orthogonalen Richtungen für verschiedene Dämpfungswerte bestimmt. Anhand der Etagenantwortspektren werden die abdeckenden Etagenbemesungsspektren festgelegt.

Zu Bst. e Ziff. 1: Die durchzuführenden Nachweise werden grundsätzlich nach dem Konzept der Partialsicherheitsfaktoren gemäss SIA- oder entsprechenden Eurocode-Tragwerks-

normen geführt. Dabei werden die Unsicherheiten bezüglich der Modellierung und die Streuung der Materialkennwerte (z. B. Festigkeit) durch Verwendung der Lastfaktoren (Erhöhung der Einwirkung) und Widerstandsbeiwerte (Reduktion des Widerstandes) berücksichtigt.

Zu Bst. e Ziff. 3: Die Mindestauswahl sollte den schwächsten kreditierten Notstandsdiesel, die schwächste Armatur, die schwächste Rohrleitung, den schwächsten Behälter und die schwächste Pumpe umfassen.

Zu Bst. e Ziff. 4: Es ist Aufgabe des Betreibers nachzuweisen, dass die wasserbaulichen Einrichtungen der vom ENSI akzeptierten Gefährdungsannahme für Erdbeben standhalten. Sollten derartige Nachweise bereits vorliegen, können solche verwendet werden. Der Betreiber muss aber diese prüfen und eine Stellungnahme dazu abgeben.

4.3.13 Kapitel 4.8.2 „Externe Überflutung“

Zu Bst. a: Für den Nachweis des Ausschlusses einer Verstopfung oder Schädigung der Flusswasser-Einlaufbauwerke aufgrund der externen Überflutung gelten die Ausführungen zum Folgefehler (siehe Erläuterungen zu Kap. 4.4 Bst. a).

4.3.14 Kapitel 4.8.3 „Extreme Wetterbedingungen“

Zu Bst. a: Zu möglichen Schäden aufgrund der resultierenden Einwirkungen zählen auch Sekundäreffekte wie Einwirkungen durch vom Wind mitgerissene Gegenstände, Belastungen durch Rauch und heisse Gase bei Waldbränden sowie eine eingeschränkte Zugänglichkeit.

Zu Bst. b: Ein Beispiel für mögliche Ereigniskombinationen können extreme Lufttemperaturen und tiefe Flusspegel beziehungsweise geringe Abflussraten sein.

4.4 Kapitel 5 „SE4a-Störfälle in Kernkraftwerken“

Ereignisse in Kernkraftwerken, die aufgrund ihrer sehr geringen Häufigkeit ($<10^{-6}$ pro Jahr) nicht als Auslegungsstörfälle (SE3-Störfälle) gelten, aber im Reaktorkern ohne schweren Kernschaden oder in den Brennelementlagerbecken ohne schweren Brennstoffschaden beherrscht werden, werden als SE4a-Störfälle bezeichnet. Die Anforderungen an die Nachweise sind nicht so restriktiv wie für Auslegungsstörfälle.

Zu Bst. a: Ausgewählte SE4a-Störfälle können durch ein extrem seltenes Ereignis ausgelöst oder wegen Mehrfachfehlern in den zur Störfallbeherrschung erforderlichen SSK auftreten. Die Analyse von SE4a-Störfällen zielt gemäss Art. 12 der „Gefährdungsannahmeverordnung“ darauf ab, die Wirksamkeit realistischer (vorbeugender oder lindernder) Massnahmen zur Bewältigung solcher extrem seltenen Störfälle nachzuweisen.

Zu Bst. b: Mit dieser Anforderung wird der WENRA Safety Reference Level F3.1, Bst. f, präzisiert.

Zu Bst. d, e und f: Es dürfen für die Störfallbeherrschung alle SKK, sofern diese verfügbar sind und deren Funktionalität gegeben ist, berücksichtigt werden. Konservativitäten sind nicht zu unterstellen. Es darf somit von einer realistischen Anlagenkonfiguration ausgegangen werden. Dies umfasst auch Massnahmen des Betriebspersonals, sofern für die auszuführenden beziehungsweise benötigten Handlungen ausreichend Zeit zur Verfügung steht. Ein vom auslösenden Ereignis unabhängiger Einzelfehler muss dabei nicht unterstellt werden. Ebenfalls muss kein Notstromfall angenommen werden, sofern dieser nicht als Folge des auslösenden Ereignisses zu betrachten ist.

Zu Bst. h: Ein schwerer Kern- beziehungsweise Brennstoffschaden wird vermieden, wenn die Hüllrohrtemperatur begrenzt bleibt, so dass eine übermässige Versprödung und Hüllrohroxidation vermieden werden. Damit wird die Kernkühlung beziehungsweise Kühlung der Brennelemente in den Brennelementlagerbecken sichergestellt. Für den Nachweis sind Brennstabschäden in begrenztem Umfang zulässig. Diese Anforderung berücksichtigt die Anforderung des WENRA Safety Reference Level F3.1, Bst. f, da durch das Nachweiskriterium selbst Sicherheitsmargen gegen einen schweren Kernschaden berücksichtigt und Cliff-Edge-Effekte vermieden werden.

Zu Bst. i: Mit dieser Anforderung soll gezeigt werden, dass die Anlage mit den zur Verfügung stehenden Mitteln in einen sicheren Zustand überführt werden kann und die Schutzziele 1 und 2 langfristig eingehalten werden.

4.5 Kapitel 6: „Sicherheitsmargenanalyse für naturbedingte Ereignisse in Kernkraftwerken“

Im Rahmen der nach dem Unfall von Fukushima durchgeführten Sicherheitsmargenanalyse (siehe ENSI-AN-8433¹) wurden sogenannte Abfahrpfade definiert, mit denen die Kernkraftwerke in einen sicheren Zustand überführt und dort gehalten werden können. Für jeden dieser Abfahrpfade wurden die Sicherheitsmargen ausgewiesen.

Zu Bst. b: Falls Operateurhandlungen zur Inbetriebsetzung oder zum korrekten Betrieb einer SSK kreditiert werden, gehören auch die für diese Handlungen gemäss Vorschrift benötigten Instrumentierungsausrüstungen und Kommunikationsmittel zu den SSK. Die erforderlichen SSK eines Erfolgspfades müssen eindeutig nachvollziehbar definiert werden und die Struktur ist in geeigneter Form darzustellen, beispielsweise mit sogenannten „success path logic diagrams“ (SPLD) gemäss EPRI NR-6041-SL, Section 3.

¹ ENSI-AN-8433, Erhöhung der Sicherheitsmargen (ERSIM), Oktober 2013

4.6 Kapitel 7 „Überprüfung der Kernkühlbarkeit bei Auslegungsstörfällen in Kernkraftwerken hinsichtlich einer vorläufigen Ausserbetriebnahme“

Die in Kap. 7 der Richtlinie festgeschriebenen Anforderungen gelten nur für die im Leistungsbetrieb befindlichen Kernkraftwerke und stehen in Zusammenhang mit Art. 44 Abs. 1 Bst. a der KEV und den Kriterien der „Ausserbetriebnahmeverordnung“. Die Richtlinie definiert Vorgaben für die technische Sicherheitsanalyse zur Kernkühlbarkeit (d. h. Kühlbarkeit der Brennelemente im Reaktordruckbehälter) beim Vorliegen eines Auslegungsfehlers. Die Ergebnisse der technischen Sicherheitsanalyse werden als Randbedingungen für die radiologische Analyse benötigt, auf deren Basis die Einhaltung des zulässigen Dosisgrenzwerts aufgezeigt werden muss.

4.7 Kapitel 8 „Auslegungsstörfälle in sonstigen Kernanlagen und Lagern (SE3-Störfälle)“

Zu Bst. b: Bei der Bestimmung des Einzelfehlers müssen die Erkenntnisse aus der PSA berücksichtigt werden, sofern eine anlagenspezifische PSA vorliegt.

Zu Bst. g: Falls keine umfassende PSA-Analyse für Brand- und Überflutungsszenarien vorliegt, sind alternative Methoden zur Bestimmung der relevanten Brand- und Überflutungsabschnitte zulässig.

4.8 Kapitel 9 „Dokumentation“

Zu Bst. a: Darstellungen von Zustandsgrößen über längere Zeiträume (z. B. über 24 oder 72 Stunden) sind in mehreren Abbildungen darzustellen, so dass deren Änderungen gut ersichtlich sind.

Anhang 1: WENRA Safety Reference Levels²

Nr.	Anforderung	Abbildung im Schweizer Regelwerk
E4.1	<p>The design basis shall specify the capabilities of the plant to cope with a specified range of plant states* within the defined radiation protection requirements. Therefore, the design basis shall include the specification for normal operation, anticipated operational occurrences and design basis accidents from Postulated Initiating Events (PIEs), the safety classification, important assumptions and, in some cases, the particular methods of analysis.</p> <p>*Normal operation, anticipated operational occurrences and design basis accident conditions.</p>	<p>Art. 8 KEV Art. 1 Bst. a und b sowie Art. 4 bis 6 SR 732.112.2 Kap. 4.1 Bst. a ENSI-A01 Kap. 6 ENSI-G02</p>
E4.2	<p>A list of PIEs shall be established to cover all events that could affect the safety of the plant. From this list, a set of anticipated operational occurrences and design basis accidents shall be selected using deterministic or probabilistic methods or a combination of both, as well as engineering judgement. The resulting design basis events shall be used to set the boundary conditions according to which the structures, systems and components important to safety shall be designed, in order to demonstrate that the necessary safety functions are accomplished and the safety objectives met.</p>	<p>Art. 8 KEV Art. 4 bis 6 SR 732.112.2 Kap. 4.1 Bst. a und b ENSI-A01 Kap. 6 ENSI-G02</p>
E4.3	<p>The design basis shall be systematically defined and documented to reflect the actual plant.</p>	<p>Art. 8 und 10 bis 12, Anhang 3 Ziff. 2 sowie Anhang 4 Ziff. 2 KEV Art. 41 Abs. 1 KEV Kap. 4.1 ENSI-A01 Kap. 5.1.3 ENSI-A03 Kap. 4 bis 7 ENSI-G02</p>

² Querverweise auf Richtlinie ENSI-G02 geändert am 19. August 2019

E5.1	<p>Internal events such as loss of coolant accidents, equipment failures, maloperation and internal hazards, and their consequential events, shall be taken into account in the design of the plant.* The list of events shall be plant specific and take account of relevant experience and analysis from other plants.</p> <p>*Additional information on internal hazards is provided in IAEA Safety Standards NS-G-1.7 and NS-G-1.11.</p>	<p>Art. 8 Abs. 2 KEV Art. 4 und 6 SR 732.112.2 Anhang 1 Ziff. 2.2 VBRK Kap. 4.1 Bst. b sowie Kap. 4.7 ENSI-A01 Kap. 4.4.1.1 ENSI-A05 Kap. 6.1 und 6.2 ENSI-G02</p>
E5.2	<p>External hazards shall be taken into account in the design of the plant. In addition to natural hazards*, human made external hazards – including airplane crash and other nearby transportation, industrial activities and site area conditions which reasonably can cause fires, explosions or other threats to the safety of the nuclear power plant – shall as a minimum be taken into account in the design of the plant according to site specific conditions.</p> <p>*See Issue T.</p>	<p>Art. 8 Abs. 3 KEV Art. 5 SR 732.112.2 Anhang 1 Ziff. 2.2 VBRK Kap. 4.1 Bst. c sowie Kap. 4.7 ENSI-A01 Kap. 6.1 und 6.3 ENSI-G02</p>
E6.1	<p>Credible combinations of individual events, including internal and external hazards, that could lead to anticipated operational occurrences or design basis accidents, shall be considered in the design. Deterministic and probabilistic assessment as well as engineering judgement can be used for the selection of the event combinations.</p>	<p>Kap. 4.1 Bst. e ENSI-A01 Kap. 6.1 Bst. d ENSI-G02</p>
E7.1	<p>Initiating events shall be grouped into a limited number of categories that correspond to plant states*, according to their probability of occurrence. Radiological and technical acceptance criteria shall be assigned to each plant state such that frequent initiating events shall have only minor or no radiological consequences and that events that may result in severe consequences shall be of very low frequency.</p> <p>*Normal operation, anticipated operational occurrences and design basis accident conditions</p>	<p>Art. 8 Abs. 4 KEV Art. 123 StSV Art. 1 Bst. a SR 732.112.2 Art. 9 bis Art. 11 SR 732.112.2 Kap. 4.1 Bst. a sowie Kap. 4.3 Bst. c ENSI-A01 Kap. 4.6 ENSI-A01</p>
E8.1	<p>The initial and boundary conditions shall be specified with conservatism.</p>	<p>Kap. 4.4 bis 4.5 ENSI-A01</p>

E8.2	<p>The worst single failure* shall be assumed in the analyses of design basis events. However, it is not necessary to assume the failure of a passive component, provided it is justified that a failure of that component is very unlikely and its function remains unaffected by the PIE.</p> <p>*A failure and any consequential failure(s) shall be postulated to occur in any component of a safety function in connection with the initiating event or thereafter at the most unfavourable time and configuration.</p>	<p>Art. 8 Abs. 4 KEV Art. 10 Abs. 1 Bst. a KEV Kap. 4.2 ENSI-A01 Kap. 5.2.2.1 ENSI-G02</p>
E8.3	<p>Only systems that are suitably safety classified can be credited to carry out a safety function. Non safety classified systems shall be assumed to operate only if they aggravate the effect of the initiating event.*</p> <p>*This means that non safety classified systems are either supposed not to function after the initiator, either supposed to continue to function as before the initiator, depending on which of both cases is most penalising.</p>	<p>Anhang 4 Kap. 3 KEV Kap. 4.4 Bst. f, g und j ENSI-A01 Kap. 5.5.2 Bst. e ENSI-G02</p>
E8.4	<p>A stuck control rod shall be considered as an additional aggravating failure in the analysis of design basis accidents.*</p> <p>*This assumption is made to ensure the sufficiency of the shutdown margin. The stuck rod selected is the highest worth rod at Hot Zero Power and conservative values of reactor trip reactivity (conservative time delay and reactivity versus control rod position dependence) are used. A stuck rod can be handled as single failure in the analysis of design basis accidents (DBAs) if the stuck rod itself is the worst single failure.</p>	<p>Kap. 4.4 Bst. d ENSI-A01 Kap. 5.5.1 Bst. a ENSI-G20</p>
E8.5	<p>The safety systems shall be assumed to operate at their performance level that is most penalising for the initiator.</p>	<p>Kap. 4.5.2 Bst. b ENSI-A01</p>
E8.6	<p>Any failure, occurring as a consequence of a postulated initiating event, shall be regarded to be part of the original PIE.</p>	<p>Kap. 4.4 Bst. a ENSI-A01 Kap. 6.1 Bst. e ENSI-G02</p>

E8.7	<p>The safety analysis shall:</p> <p>(a) rely on methods, assumptions or arguments which are justified and conservative;</p> <p>(b) provide assurance that uncertainties and their impact have been given adequate consideration*;</p> <p>(c) give evidence that adequate margins have been included when defining the design basis to ensure that all the design basis events are covered;</p> <p>(d) be auditable and reproducible.</p> <p>*Conservative assumptions, safety factors, uncertainty and sensitivity analysis are means to address uncertainties and their impact on safety assessment.</p>	<p>Art. 10 Abs. 1 Bst. g KEV</p> <p>zu a: Kap. 4.5 Bst. a bis f ENSI-A01</p> <p>zu b: Kap. 4.5.1 Bst. c, Kap. 4.5.2 Bst. a und b sowie Kap. 4.5.3 ENSI-A01</p> <p>Kap. 5.4 ENSI-A05</p> <p>Kap. 4.1 Bst. b ENSI-A08</p> <p>Kap. 4.4 ENSI-G20</p> <p>zu c und d: Kap. 4.5 Bst. b bis f ENSI-A01</p> <p>Kap. 4.1 Bst. c ENSI-A08</p> <p>Kap. 4.3 Bst. a ENSI-G20</p> <p>zu d: Kap. 9 ENSI-A01</p>
E9.3	<p>Activations and control of the safety functions shall be automated or accomplished by passive means such that operator action is not necessary within 30 minutes of the initiating event. Any operator actions required by the design within 30 minutes of the initiating event shall be justified.*</p> <p>*The control room staff has to be given sufficient time to understand the situation and take the correct actions. Operator actions required by the design within 30 min after the initiating event have to be justified and supported by clear documented procedures that are regularly exercised in a full scope simulator.</p>	<p>Art. 10 Abs. 1 Bst. f KEV</p> <p>Kap. 4.4 Bst. h ENSI-A01</p> <p>Kap. 5.2.2.6 Bst. a ENSI-G02</p>
E9.5	<p>For sites with multiple units, appropriate independence between them shall be ensured.*</p> <p>*The possibility of one unit supporting another could be considered as far as this is not detrimental for safety.</p>	<p>Kap. 4.4 Bst. j ENSI-A01</p> <p>Kap. 5.2.2 Bst. h ENSI-G02</p>

E9.8	<p>Sub-criticality shall be ensured and sustained:</p> <ul style="list-style-type: none"> • in the reactor after planned reactor shutdown during normal operation and after anticipated operational occurrences, as long as needed; • in the reactor, after a transient period (if any) following a design basis accident*; • for fuel storage during normal operation, anticipated operational occurrences, and design basis accidents. <p>*Technical acceptance criteria have to be fulfilled during a transient period for which sub-criticality is not ensured.</p>	<p>Art. 9 bis Art. 11 SR 732.112.2 Kap. 4.4 Bst. b sowie Kap. 4.6 Bst. a ENSI-A01 Kap. 5 ENSI-G04 Kap. 5.5 ENSI-G20</p>
E9.9	<p>Means for removing residual heat from the core after shutdown and from spent fuel storage, during and after anticipated operational occurrences and design basis accidents, shall be provided taking into account the assumptions of a single failure and the loss of off-site power.</p>	<p>Art. 8 Abs. 4 KEV Kap. 4.2 sowie Kap. 4.4 Bst. c ENSI-A01 Kap. 7.6 ENSI-G02</p>
F1.1	<p>As part of defence in depth, analysis of Design Extension Conditions (DEC) shall be undertaken with the purpose of further improving the safety of the nuclear power plant by:</p> <ul style="list-style-type: none"> • enhancing the plant's capability to withstand more challenging events or conditions than those considered in the design basis, • minimising radioactive releases harmful to the public and the environment as far as reasonably practicable, in such events or conditions. 	<p>Art. 4 Abs. 1 und 3 KEG Art. 7 Bst. d sowie Art. 8 Abs. 5 KEV Kap. 5 ENSI-A01 Kap. 4 und 5 ENSI-A05 Kap. 6.1 ENSI-A06 Kap. 4.1 Bst. c und d, Kap. 5.2.3 sowie Anhang 2 ENSI-G02</p>

F1.2	<p>There are two categories of DEC:</p> <ul style="list-style-type: none"> • DEC A for which prevention of severe fuel damage in the core or in the spent fuel storage can be achieved; • DEC B with postulated severe fuel damage. <p>The analysis shall identify reasonably practicable provisions that can be implemented for the prevention of severe accidents. Additional efforts to this end shall be implemented for spent fuel storage with the goal that a severe accident in such storage becomes extremely unlikely to occur with a high degree of confidence.</p> <p>In addition to these provisions, severe accidents shall be postulated for fuel in the core and, if not extremely unlikely to occur with a high degree of confidence, for spent fuel in storage, and the analysis shall identify reasonably practicable provisions to mitigate their consequences.</p>	<p>Kap. 5 ENSI-A01 Kap. 5 ENSI-A05 Kap. 4.1 Bst. c und d, Kap. 5.2.3 sowie Anhang 2 ENSI-G02</p>
F2.1	<p>A set of DECs shall be derived and justified as representative, based on a combination of deterministic and probabilistic assessments as well as engineering judgement.</p>	<p>Kap. 5 Bst. a ENSI-A01 Kap. 4 und 5 ENSI-A05</p>
F2.2	<p>The selection process for DEC A shall start by considering those events and combinations of events, which cannot be considered with a high degree of confidence to be extremely unlikely to occur and which may lead to severe fuel damage in the core or in the spent fuel storage. It shall cover:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Events occurring during the defined operational states of the plant; • Events resulting from internal or external hazards; • Common cause failures. <p>Where applicable, all reactors and spent fuel storages on the site have to be taken into account. Events potentially affecting all units on the site, potential interactions between units as well as interactions with other sites in the vicinity shall be covered.</p>	<p>Kap. 5 Bst. a und b ENSI-A01 Kap. 4.4 und 4.6 ENSI-A05</p>

F3.1	<p>The DEC analysis shall:</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) rely on methods, assumptions or arguments which are justified*, and should not be unduly conservative; (b) be auditable, paying particular attention where expert opinion is utilized, and take into account uncertainties and their impact; (c) identify reasonably practicable provisions to prevent severe fuel damage (DEC A) and mitigate severe accidents (DEC B); (d) evaluate potential on-site and off-site radiological consequences resulting from the DEC (given successful accident management measures); (e) consider plant layout and location, equipment capabilities, conditions associated with the selected scenarios and feasibility of foreseen accident management actions; (f) demonstrate, where applicable, sufficient margins to avoid “cliff-edge effects” that would result in unacceptable consequences, i.e. for DEC-A severe fuel damage and for DEC-B a large or early radioactive release. (g) reflect insights from PSA level 1 and 2; (h) take into account severe accident phenomena, where relevant; (i) define an end state, which should where possible be a safe state, and, when applicable, associated mission times for SSCs. <p>* These methods can be more realistic up to best estimate. Modified acceptance criteria may be used in the analysis.</p> <p>** A cliff edge effect occurs when a small change in a condition (a parameter, a state of a system...) leads to a disproportionate increase in consequences.</p>	<p>zu a: Kap. 5 Bst. c, f und g ENSI-A01</p> <p>zu b: Kap. 5 Bst. g ENSI-A01 Kap. 5.4 ENSI-A05</p> <p>zu c: Kap. 5 Bst. h ENSI-A01 Kap. 8.3.1 ENSI-B12 Kap. 5.2.3 Bst. g und Kap. 4.1 Bst. d ENSI-G02 Kap. 6.2.2.2 ENSI-G20</p> <p>zu d: ENSI-A08 zusammen mit ENSI-G14 und ENSI-A05</p> <p>zu e: Kap. 5, Bst. d und e ENSI-A01 ENSI-A05 Kap. 8.3.3 ENSI-B12</p> <p>zu f: Kap. 5 Bst. b und h ENSI-A01 ENSI-A05</p> <p>zu g: Kap. 5 Bst. a ENSI-A01 Kap. 8.3.2 ENSI-B12</p> <p>zu h: Kap. 5.3 und 5.4 ENSI-A05</p> <p>zu i: Kap. 5 Bst. i ENSI-A01 Kap. 5.4 ENSI-A05</p>
------	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

F4.1	<p>In DEC A, it is the objective that the plant shall be able to fulfil the fundamental safety functions:</p> <ul style="list-style-type: none"> • control of reactivity*, • removal of heat from the reactor core and from the spent fuel, and • confinement of radioactive material. <p>In DEC B, it is the objective that the plant shall be able to fulfil confinement of radioactive material. To this end removal of heat from the damaged fuel shall be established.**</p> <p>*Preferably, this safety function shall be fulfilled at all times; if it is lost, it shall be re-established after a transient period.</p> <p>**For the fulfilment (or re-establishment) of the fundamental safety functions in DEC A and DEC B, the use of mobile equipment on-site can be taken into account, as well as support from off-site, with due consideration for the time required for it to be available.</p>	<p>Art. 4 Abs. 1 und 3 KEG Art. 7 Bst. d KEV Kap. 5 Bst. h und i ENSI-A01 Kap. 4.1 Bst. c und d ENSI-G02 Kap. 8.3.1 ENSI-B12</p>
F4.2	<p>It shall be demonstrated that SSCs* (including mobile equipment and their connecting points, if applicable) for the prevention of severe fuel damage or mitigation of consequences in DEC have the capacity and capability and are adequately qualified to perform their relevant functions for the appropriate period of time.</p> <p>*SSCs including their support functions and related instrumentation</p>	<p>Art. 4 Abs. 1 und 3 KEG Art. 7 Bst. d KEV Kap. 5 Bst. d ENSI-A01 Kap. 5.2.3 ENSI-G02</p>
F4.4	<p>A systematic process shall be used to review all units relying on common services and supplies (if any), for ensuring that common resources of personnel, equipment and materials expected to be used in accident conditions are still effective and sufficient for each unit at all times. In particular, if support between units at one site is considered in DEC, it shall be demonstrated that it is not detrimental to the safety of any unit.</p>	<p>Kap. 5 Bst. c ENSI-A01 Kap. 4, spezifisch Kap. 4.1 Bst. h ; ENSI-B12 Kap. 5.2.3.2 Bst. g ENSI-G02 Kap. 5.2 ENSI-G07</p>
F4.5	<p>The NPP site shall be autonomous regarding supplies supporting safety functions for a period of time until it can be demonstrated with confidence that adequate supplies can be established from off site.</p>	<p>Kap. 5 Bst. i ENSI-A01 Kap. 5.2.3 Bst. g sowie Kap. 5.2.3.2 Bst. b ENSI-G02</p>

F4.6	<p>In design extension conditions, sub-criticality of the reactor core shall be ensured in the long term* and in the fuel storage at any time.</p> <p>*It is acknowledged that in case of DEC B, sub-criticality might not be guaranteed during core degradation and later on during some time in a fraction of the corium.</p>	<p>Kap. 5 Bst. h und i ENSI-A01</p> <p>Kap. 5.1 Bst. d, sowie Kap. 5.5.1, 5.5.2, 6.5.2 und 6.5.3 ENSI-G20</p>
S3.1	<p>A fire hazard analysis shall be carried out and kept updated to demonstrate that the fire safety objectives are met, that the fire design principles are satisfied, that the fire protection measures are appropriately designed and that any necessary administrative provisions are properly identified.</p>	<p>Kap. 4.7.1 ENSI-A01</p> <p>Kap. 6.2.1 ENSI-G02</p>
S3.2	<p>The fire hazard analysis shall be developed on a deterministic basis, covering at least:</p> <ul style="list-style-type: none"> • For all normal operating and shutdown states, a single fire and consequential spread, anywhere that there is fixed or transient combustible material; • Consideration of credible combination of fire and other PIEs likely to occur independently of a fire. 	<p>Kap. 4.7.1 ENSI-A01</p>
S3.3	<p>The fire hazard analysis shall demonstrate how the possible consequential effects of fire and extinguishing systems operation have been taken into account.</p>	<p>Kap. 4.7.1 ENSI-A01</p> <p>Kap. 6.2.1 ENSI-G02</p>
T1.1	<p>Natural hazards shall be considered an integral part of the safety demonstration of the plant (including spent fuel storage). Threats from natural hazards shall be removed or minimised as far as reasonably practicable for all operational plant states. The safety demonstration in relation to natural hazards shall include assessments of the design basis and design extension conditions* with the aim to identify needs and opportunities for improvement.</p> <p>* Design extension conditions could result from natural events exceeding the design basis events or from events leading to conditions not included in the design basis accidents.</p>	<p>Art. 5 (insbesondere Abs. 4) SR 732.112.2</p> <p>Kap. 4.8 sowie Anhang 3.1 ENSI-A01</p> <p>Kap. 4.6.1 ENSI-A05</p> <p>Kap. 6.1 ENSI-A06</p>
T2.1	<p>All natural hazards that might affect the site shall be identified, including any related hazards (e.g. earthquake and tsunami). Justification shall be provided that the compiled list of natural hazards is complete and relevant to the site.</p>	<p>Art. 5 SR 732.112.2</p> <p>Kap. 4.8 ENSI-A01</p> <p>Kap. 4.6.1 ENSI-A05</p>

T2.2	<p>Natural hazards shall include:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Geological hazards; • Seismotectonic hazards; • Meteorological hazards; • Hydrological hazards; • Biological phenomena; • Forest fire. 	<p>Art. 5 Abs. 1 SR 732.112.2 Kap. 4.8 ENSI-A01 Kap. 4.6.1 ENSI-A05</p>
T3.2	<p>For all natural hazards that have not been screened out, hazard assessments shall be performed using deterministic and, as far as practicable probabilistic methods taking into account the current state of science and technology. This shall take into account all relevant available data, and produce a relationship between the hazards severity (e.g. magnitude and duration) and exceedance frequency, where practicable. The maximum credible hazard severity shall be determined where this is practicable.</p>	<p>Art. 5 Abs. 3 SR 732.112.2 Kap. 4.8 ENSI-A01 Kap. 4.6.1 bis 4.6.5 ENSI-A05</p>
T4.1	<p>Design basis events* shall be defined based on the site specific hazard assessment.</p> <p>*These design basis events are individual natural hazards or combinations of hazards (causally or non-causally linked). The design basis may either be the original design basis of the plant (when it was commissioned) or a reviewed design basis for example following a PSR.</p>	<p>Art. 5 Abs. 1 bis 4 SR 732.112.2 Kap. 4.1 Bst. e, Kap. 4.8 Bst. a und Anhang 3.1 ENSI-A01</p>
T4.2	<p>The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to natural hazards. A common target value of frequency, not higher than 10^{-4} per annum, shall be used for each design basis event. Where it is not possible to calculate these probabilities with an acceptable degree of certainty, an event shall be chosen and justified to reach an equivalent level of safety. For the specific case of seismic loading, as a minimum, a horizontal peak ground acceleration value of 0.1 g (where 'g' is the acceleration due to gravity) shall be applied, even if its exceedance frequency would be below the common target value.</p>	<p>Art. 5 Abs. 4 SR 732.112.2 Kap. 4.3 Bst. h ENSI-A01</p>

T5.2	The protection concept shall be of sufficient reliability that the fundamental safety functions are conservatively ensured for any direct and credible indirect effects of the design basis event.	Art. 2 Abs. 1 SR 732.112.2 Kap. 4.8 ENSI-A01 Kap. 4.3, 5.1, 5.2.2, 6.1 und 6.3 ENSI-G02
T6.1	Events that are more severe than the design basis events shall be identified as part of DEC analysis. Their selection shall be justified. Further detailed analysis of an event will not be necessary, if it is shown that its occurrence can be considered with a high degree of confidence to be extremely unlikely.	Kap. 5 Bst. a ENSI-A01
T6.3	When assessing the effects of natural hazards included in the DEC analysis, and identifying reasonably practicable improvements related to such events, analysis shall, as far as practicable, include: (a) demonstration of sufficient margins to avoid “cliff-edge effects” that would result in loss of a fundamental safety function;	Art. 10 Bst. g KEV Art. 12 SR 732.112.2 Kap. 5 Bst. b und h ENSI-A01