

Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken

Entwurf für die externe Anhörung, Januar 2014

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A03/d

Inhalt

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A03/d

1	Einleitung	1
2	Gegenstand und Geltungsbereich	1
3	Rechtliche Grundlagen	2
4	Grundsätze für die Erstellung einer PSÜ	2
	4.1 Zuständigkeiten	2
	4.2 Projektplan und Dokumentation	2
5	Inhalt der PSÜ	3
	5.1 Übersicht über die Anlage	3
	5.2 Betriebsführung und Betriebsverhalten	5
	5.3 Sicherheitsrelevante Anlagenteile	10
	5.4 Alterungsüberwachung	11
	5.5 Sicherheitsanalysen	13
	5.6 Organisation und Personal	16
	5.7 Notfallvorsorge und Notfallmanagement	17
	5.8 Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb	20
	5.9 Gesamtbewertung der PSÜ	23
	5.10 Mehrblockanlagen	25
6	Liste der Verweisungen	25
Anhang:	Begriffe (gemäss ENSI-Glossar)	27

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 Gegenstand und Geltungsbereich

Nach Art. 22 Abs. 2 Bst e des Kernenergiegesetzes (SR 732.1) hat der Bewilligungsinhaber eines Kernkraftwerks periodisch eine umfassende Sicherheitsüberprüfung (Periodische Sicherheitsüberprüfung, PSÜ) durchzuführen. Die Kernenergieverordnung (SR 723.11) konkretisiert in Artikel 34 den Inhalt der PSÜ. Die vorliegende Richtlinie ENSI-A03 regelt Vorgehen und Umfang bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke in der Schweiz im Detail.

Ziel der PSÜ ist die ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung des Kernkraftwerks. Sie ist gemäss Kernenergieverordnung mindestens alle 10 Jahre vom Inhaber einer Betriebsbewilligung für ein Kernkraftwerk durchzuführen. Hierzu ist die kraftwerksspezifische Betriebserfahrung der letzten 10 Jahre auszuwerten und mit relevanten Betriebserfahrungen anderer Kernkraftwerke zu vergleichen. Die umfassende Überprüfung der Organisation und deren Managementsystem sowie der technischen und technologischen Alterungsprozesse für sicherheitsrelevante Komponenten und die Ergebnisse deterministischer und probabilistischer Sicherheitsanalysen unter Berücksichtigung aktueller Gefährdungsannahmen geben wichtige Hinweise zur Sicherheit des Kernkraftwerks und ermöglichen Prognosen zum künftigen Sicherheitsstatus.

Für einen Betrieb über 40 Jahre hinaus ist diese Prognose durch spezielle Analysen zum Langzeitbetrieb zu ergänzen.

Zudem ist zu überprüfen, ob alle gemäss dem Stand der Nachrüstungstechnik erforderlichen Nachrüstungen durchgeführt wurden und ob darüber hinaus Massnahmen zur weiteren Verminderung der Gefährdung unter Berücksichtigung des Stands von Wissenschaft und Technik zu ergreifen sind (Art. 22 Abs. 2 Bst g KEG).

3 Rechtliche Grundlagen

Diese Richtlinie führt Art. 34 Abs. 3 KEV (SR 732.11) aus.

Im Weiteren stützt sich die vorliegende Richtlinie auf folgende Grundlagen:

- a. Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5)
- b. Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2)

4 Grundsätze für die Erstellung einer PSÜ

4.1 Zuständigkeiten

- a. Für die Durchführung der PSÜ ist die Betriebsorganisation gemäss Art. 30 KEV zuständig und verantwortlich.
- b. Werden Teile der PSÜ durch externe Firmen und Experten durchgeführt, ist die Betriebsorganisation für deren Inhalt, Qualität und Korrektheit verantwortlich.

4.2 Projektplan und Dokumentation

- a. Die Betriebsorganisation hat spätestens 21 Monate vor dem Abgabetermin der PSÜ dem ENSI einen umfassenden Projektplan einzureichen. Der Projektplan muss insbesondere folgende Angaben zur Erstellung der PSÜ enthalten:
 - 1. Projektorganisation mit Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten
 - 2. Vorgaben zur Qualitätssicherung und zur internen Kontrolle
 - 3. berücksichtigte nationale Gesetze, Verordnungen, Normen und Richtlinien
 - 4. berücksichtigte internationale Normen, Regeln, Berichte sowie ausländische Regelwerke
 - 5. Überprüfungszeitraum
 - 6. detailliertes Inhaltsverzeichnis

- b. Der Aufbau, die Art und Form der dem ENSI einzureichenden PSÜ-Dokumentation sind zu spezifizieren und im Projektplan festzuschreiben. Folgende Aspekte sind dabei zu beachten:
 1. Die Darstellung hat transparent, nachvollziehbar, widerspruchsfrei und gut lesbar zu erfolgen.
 2. Die Darstellung ist thematisch zu gliedern und soweit sinnvoll an die Struktur der vorliegenden Richtlinie anzupassen. Eine zusammenfassende Gesamtbewertung der PSÜ (vgl. Kapitel 5.9) hat in einem eigenständigen Bericht zu erfolgen, der zur Veröffentlichung vorgesehen ist.
 3. Es ist darzustellen, wie die Umsetzung der in dieser Richtlinie dargestellten Anforderungen erfolgt.
 4. Referenzierte Unterlagen sind dem ENSI mit der PSÜ-Dokumentation einzureichen.
 5. Die PSÜ-Dokumentation ist in Papierform (1 Exemplar) und in elektronischer Form einzureichen.

5 Inhalt der PSÜ

5.1 Übersicht über die Anlage

5.1.1 Standort

Die Standorteigenschaften sind zu überprüfen und sicherheitstechnisch zu bewerten. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu berücksichtigen:

- a. neue Industrieanlagen und Transportwege in der näheren Umgebung
- b. neue Erkenntnisse bezüglich meteorologischer Bedingungen
- c. neue Erkenntnisse bezüglich hydrologischer Bedingungen
- d. neue Erkenntnisse bezüglich Geologie und Erdbeben
- e. Änderungen bezüglich Bevölkerungsverteilung und Notfallenschutz-Vorsorgemassnahmen

5.1.2 Stand der Forderungen

- a. Der Bearbeitungsstand der vom ENSI aufgrund der letzten PSÜ erhobenen Forderungen ist darzustellen und zu bewerten.

- b. Der Bearbeitungsstand der während des Überprüfungszeitraums verfügbaren Forderungen ist darzustellen und zu bewerten.

5.1.3 Übergeordnetes Auslegungskonzept

- a. Der grundsätzliche Aufbau des Kernkraftwerks ist darzustellen.
- b. Es ist aufzuzeigen, wie das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge (Defense in Depth) umgesetzt ist. Hierfür sind die getroffenen technischen und organisatorischen Vorsorgemassnahmen auf den einzelnen Sicherheitsebenen darzulegen.
- c. Es ist aufzuzeigen, inwieweit die Vorsorgemassnahmen auf den einzelnen Sicherheitsebenen voneinander unabhängig sind. Falls einzelne Komponenten oder Komponentengruppen für mehrere Sicherheitsebenen notwendig sind, ist deren sicherheitstechnische Bedeutung aufzuzeigen.
- d. Es ist aufzuzeigen, wie die in Art. 1 Bst. d der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) festgehaltenen grundlegenden Schutzziele eingehalten werden. Hierfür sind die zur Schutzzieleinhaltung erforderlichen Schutzzielefunktionen zu bezeichnen und die für die Ausführung der Schutzzielefunktionen erforderlichen technischen Systeme und Massnahmen darzulegen.
- e. Es ist aufzuzeigen, inwieweit mit der bestehenden Auslegung die Vorgaben des schweizerischen und internationalen Regelwerkes (vgl. insbesondere Kapitel 5.1.4) erfüllt werden. Abweichungen vom Stand der Technik sind sicherheitstechnisch zu bewerten.
- f. Es ist aufzuzeigen, dass das Kernkraftwerk soweit nachgerüstet wurde, als dies nach dem Stand der Nachrüstungs-technik erforderlich ist. Darüber hinaus ist aufzuzeigen, dass das Kernkraftwerk soweit nachgerüstet wurde, wie dies zur weiteren Verminderung der Gefährdung angemessen ist. Abweichungen vom Stand von Wissenschaft und Technik sind aufzuzeigen und sicherheitstechnisch zu bewerten.

5.1.4 Harmonisierung mit internationalen Vorgaben

- a. Es ist aufzuzeigen, wie die Safety Reference Levels (SRL) der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) im Kernkraftwerk umgesetzt sind.
- b. Es ist aufzuzeigen, wie Vorgaben (Requirements) der IAEA berücksichtigt werden, insbesondere die IAEA Safety Standards SSR-2/1 (Safety of Nuclear Power Plants: Design), SSR-2/2 (Safety of Nuclear Power Plants:

Commissioning and Operation) und GSR Part 4 (Safety Assessment for Facilities and Activities).

5.2 Betriebsführung und Betriebsverhalten

5.2.1 Betriebserfahrung

- a. Sicherheitsindikatoren sind auf ihre Zweckmässigkeit und Vollständigkeit hin zu überprüfen. Die Erfahrungen mit den im Überprüfungszeitraum erfassten Indikatoren sind darzulegen.
- b. Die Erkenntnisse aus der Auswertung des Indikatorenverlaufs (Trendanalyse) sind darzulegen und sicherheitstechnisch zu bewerten.
- c. Die Indikatoren sind soweit möglich mit Indikatoren anderer Werke (national und international) zu vergleichen und zu bewerten.
- d. Die Ergebnisse der jährlich durchgeführten systematischen Sicherheitsbewertungen sind auszuwerten. Deren Verlauf ist zu bewerten.
- e. Festgestellte Schwachstellen in der Anlage, in Vorschriften und im Betriebsablauf sind darzulegen und zu bewerten.
- f. Die zu deren Behebung ergriffenen Massnahmen sind aufzuzeigen.

5.2.2 Vorkommnisse

- a. Der Prozess zur Bearbeitung von Vorkommnissen ist auf seine Zweckmässigkeit und Wirksamkeit hin zu überprüfen und zu bewerten. Dabei ist insbesondere aufzuzeigen, wie bei der Vorkommnisbearbeitung die Aspekte Mensch, Technik und Organisation und deren Wechselwirkung berücksichtigt werden. Mögliches Optimierungspotenzial ist aufzuzeigen.
- b. Die Ursachen meldepflichtiger Vorkommnisse, die Art der Fehlererkennung und die Auswirkungen auf die Anlage und den Betrieb sind aufzuzeigen und zu bewerten.
- c. Erkenntnisse aus nicht meldepflichtigen Vorkommnissen sind darzulegen.
- d. Häufungen von Vorkommnissen mit vergleichbarer Ursache sind zu identifizieren und zu bewerten und Massnahmen zu deren Verhinderung aufzuzeigen.
- e. Vorkommnisse aus anderen Kernkraftwerken mit Bedeutung für die eigene Anlage sind sicherheitstechnisch zu bewerten. Folgerungen für die eigene Anlage sind darzulegen.

5.2.3 Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente

- a. Die Erfahrung mit der Kernauslegung, -überwachung und -verifikation einschliesslich der verwendeten Auslegungs- und Überwachungsmethoden ist darzulegen und zu bewerten.
- b. Die Erfahrung mit der Betriebsweise des Reaktors ist darzulegen und zu bewerten.
- c. Die Betriebserfahrungen mit den eingesetzten Brenn- und Steuerelementen sind darzulegen und zu bewerten. Dazu gehört insbesondere die Beschreibung und Bewertung
 1. von aufgetretenen Auffälligkeiten und Schäden an Brenn- und Steuerelementen,
 2. des Einsatzes von Testelementen,
 3. von Bestrahlungsprojekten,
 4. von Änderungen an Brennelementen und Steuerelementen sowie
 5. der Erfahrungen aus Inspektionsprogrammen.
- d. Die für den Einsatz der Brenn- und Steuerelemente angewendeten Nachweisverfahren und Berechnungsmethoden sind darzulegen und zu bewerten.
- e. Die Fertigung, Lagerung und Handhabung von Brenn- und Steuerelementen ist darzulegen und zu bewerten.

5.2.4 Strahlenschutz

- a. Die Erfahrungen bezüglich der Prozesse im Strahlenschutz sind darzulegen und zu bewerten. Umgesetzte Verbesserungsmassnahmen sind aufzuzeigen.
- b. Die existierenden Schutz- und Überwachungsmassnahmen zur Erfüllung der Anforderungen an die kontrollierten Zonen und den Überwachungsbereich sind bezüglich Zustand und Funktionalität zu bewerten.
- c. Die Erfahrungen und Erkenntnisse aus getroffenen Massnahmen zur Reduktion des Aktivitätsinventars in der Anlage sind darzulegen und zu bewerten.
- d. Erfahrungen und Erkenntnisse, durch welche eine Begrenzung oder Optimierung der Strahlenexposition des Personals erzielt wurde, sind darzulegen und zu bewerten. Insbesondere sind folgende Aspekte zu betrachten:

1. Vergleich der ermittelten Individual-, Job- und Kollektivdosen mit den Dosisplanungszielen aus Jahres-, Revision- und Strahlenschutzplanung einzelner Tätigkeiten
 2. durchgeführte arbeitsplatzspezifische und personenbezogene Massnahmen
 3. Verbesserungsmöglichkeiten aufgrund betriebsinterner und externer Erkenntnisse
- e. Der Zustand, die Änderungen und die Erfahrungen mit den im operationellen Strahlenschutz, in der Personendosimetrie und zur Anlagenüberwachung eingesetzten Strahlmessmitteln sind darzulegen. Mögliche Schwachstellen sind zu identifizieren und Massnahmen zu deren Behebung sind aufzuzeigen.
- f. Die Erfahrungen mit dem Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone sind darzulegen und zu bewerten.
- g. Die Überwachung der Abgaben und deren Resultate sind darzulegen und zu bewerten. Dazu gehört insbesondere Folgendes:
1. Vergleich der Messmethoden, der Instrumentierung und der Probennahmesysteme mit dem Stand der Technik und der weltweiten Erfahrung
 2. Bewertung der Resultate hinsichtlich der Einhaltung der Abgabegrenzwerte gemäss Betriebsbewilligung und Abgabereglement und dem internationalen Stand der Technik.

5.2.5 Wasserchemie

- a. Die Entwicklung der relevanten chemischen und physikalischen und fallweise biologischen Parameter in den sicherheitsrelevanten Kreisläufen und Brennelementlagerbecken sind aufzuzeigen und zu bewerten.
- b. Anlagenänderungen mit Einfluss auf die Wasserchemie sind darzulegen und zu bewerten.
- c. Änderungen in der Wasserchemie von Kühlkreisläufen mit Einfluss auf chemische, physikalische und fallweise biologische Parameter sind zu bewerten.
- d. Bei Anlagen zur Reinigung radiologisch belasteter Wässer (Wasserreinigung, Abwasserbehandlung etc.) sind insbesondere die folgenden Aspekte aufzuzeigen und zu bewerten:
 1. eingesetzte Filter und Harze (Feststofffilter und Ionentauscher)
 2. Massnahmen zur Minimierung des Abfalls

- 3. Massnahmen zur Minimierung der Abgaben an die Umwelt
- e. Die Abläufe im Labor, eingeschlossen die Qualitätskontrollen, sowie die Laborausstattung sind darzulegen und zu bewerten.
- f. Neue Erkenntnisse aus Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Wasserchemie, welche für die eigene Anlage relevant sind oder sein können, sind zu beschreiben und zu bewerten.

5.2.6 Umgebungsüberwachung

Das im Abgabereglement dargestellte Umgebungsüberwachungsprogramm ist hinsichtlich folgender Aspekte zu überprüfen:

- a. Die radiologischen Quellen, die zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe führen können, sind zu identifizieren und die maximal möglichen Auswirkungen der Freisetzungen auf die Umgebung zu bewerten.
- b. Die Messstandorte, die Probenart und die Messmethoden sind betreffend ihrer Eignung zur Erkennung von Freisetzungen radioaktiver Stoffe und zur Einschätzung von deren Auswirkungen auf die Umgebung zu bewerten.
- c. Verbesserungsmöglichkeiten im Probenahme- und Messplan sind zu identifizieren und zu bewerten.
- d. Die Messergebnisse der Umgebungsüberwachung sind mit Ergebnissen von Ausbreitungsrechnungen zu vergleichen und zu bewerten.

5.2.7 Radioaktive Abfälle, abgebrannte Brennelemente und Transporte

- a. Die Behandlung radioaktiver Rohabfälle ist darzulegen und zu bewerten. Zu berücksichtigen sind insbesondere deren Anfall (fest, flüssig, gasförmig), die Effektivität der Prozesse zu deren Behandlung, die Art und Menge der freigemessenen Abfälle sowie deren Ansammlung (Volumina, Lagerung und Dokumentation).
- b. Zur Konditionierung radioaktiver Abfälle sind die Anzahl und die Typen endkonditionierter Gebinde anzugeben sowie die Erfahrungen aus den Konditionierungskampagnen (eingeschlossen Korrekturmengen bei Konformitätsabweichungen) zu bewerten.
- c. Zur Zwischenlagerung endkonditionierter Abfälle sind die Lagerbewirtschaftung (Lagerkonzept, Lagerkapazität, Annahmebedingungen, Bewegungen des Lagergutes) sowie die Ergebnisse aus den Inspektionen des Lagergutes und Instandsetzungsmassnahmen darzulegen und zu bewerten. Ausserdem ist die Transportfähigkeit der endkonditionierten Abfallgebände zu bewerten.

- d. Die Erfahrungen mit Reaktorabfällen und Grosskomponenten sind darzulegen und zu bewerten. Anzugeben sind insbesondere deren Anfall, deren Lagerung, deren Dokumentation sowie die vorgesehenen Entsorgungskonzepte.
- e. Die Menge und der Zustand (Integrität) der abgebrannten Brennelemente und der dazugehörigen Lagergestelle in den Lagerbecken sind anzugeben und zu bewerten.
- f. Für defekte Einzelstäbe und Brennstabsegmente sind Anfall, Bestand und Aufbewahrung sowie Entsorgungskonzepte darzulegen und zu bewerten.
- g. Die Kapazität und das Bewirtschaftungskonzept beziehungsweise die Bewirtschaftungsstrategie der Lagerbecken sind darzulegen und zu bewerten. Es sind Angaben zur Transportfähigkeit der Brennelemente und Verfügbarkeit geeigneter Behälter zu machen.
- h. Zur trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und verglaster hochaktiver Wiederaufarbeitungsabfälle ist die Verfügbarkeit geeigneter Transport- und Lagerbehälter darzulegen und zu bewerten. Dazu gehören auch die Beschaffungsstrategie der T/L-Behälter sowie deren Lager- und Transportfähigkeit. Ausserdem sind, sofern zutreffend, für die Zwischenlagerung der T/L-Behälter das Stellplatzkonzept, die Lagerkapazität sowie die Überwachung und Instandhaltung der Behälter zu bewerten.
- i. Die Erfahrungen mit Transporten radioaktiver Stoffe von und zum Kernkraftwerk sind darzulegen und zu bewerten. Zu berücksichtigen sind insbesondere die Effektivität des Prozesses zum Transport radioaktiver Stoffe und die Erfahrungen mit den verwendeten Transportbehältern.

5.2.8 Betriebserfahrung in vergleichbaren Anlagen, Verfolgen des Standes von Wissenschaft und Technik

- a. Der Prozess zur Auswertung der Betriebserfahrung in vergleichbaren Kernkraftwerken ist darzulegen und zu bewerten.
- b. Die Erfahrungen und Erkenntnisse aus der Auswertung der Betriebserfahrung in vergleichbaren Kernkraftwerken sind darzulegen und zu bewerten. Umgesetzte Massnahmen in der eigenen Anlage sind zu beschreiben (vgl. auch Punkt 5.2.2 e).
- c. Der Prozess zur Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik ist darzulegen und zu bewerten. Es ist insbesondere anzugeben, welche Informationsquellen systematisch überprüft und nach welchen Kriterien Informationen näher beurteilt werden.

- d. Massnahmen, die aufgrund des Standes von Wissenschaft und Technik in der eigenen Anlage umgesetzt wurden, sind zu beschreiben und zu bewerten (vgl. Punkt 5.1.3 f).

5.3 Sicherheitsrelevante Anlagenteile

5.3.1 Bewertung der Auslegungsvorgaben von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSK)

- a. Die Zuordnung der Bauwerke zu den nuklearen Bauwerksklassen und die Komponentenlisten der mechanischen und elektrischen Ausrüstungen sind auf Vollständigkeit und Richtigkeit hin zu überprüfen.
- b. Die korrekte Auslegung der Strukturen, Systeme und Komponenten (SSK) ist darzulegen und zu bewerten. Dazu gehört insbesondere Folgendes:
 - 1. Übereinstimmung der Ist-Auslegung mit den Auslegungsvorgaben gemäss Qualifikation (Konformitätsüberprüfung)
 - 2. Begründung von Änderungen SSK-spezifischer Auslegungsvorgaben innerhalb des Überprüfungszeitraums
 - 3. Richtigkeit und Vollständigkeit der SSK-spezifischen Überwachungs- und Prüfprozesse, eingeschlossen Prüfintervall und Prüf- und Überwachungsvorschriften
- c. Die Qualifikation sicherheitstechnisch klassierter SSK ist darzulegen und zu bewerten. Dazu gehören insbesondere:
 - 1. Aktualität der zur Qualifikation verwendeten Normen, Prüfungen und Rechenverfahren
Änderungen sind darzulegen. Deren Konsequenzen sind aufzuzeigen.
 - 2. Sicherstellung der ausreichenden Qualifikation der einzelnen SSK
Der Prozess zur Sicherstellung der ausreichenden Qualifikation der einzelnen SSK ist darzulegen und zu bewerten. Bei Änderungen an SSK ist aufzuzeigen, wie die Qualifikation der SSK sichergestellt bleibt. Die dafür vorgesehenen Massnahmen sind darzulegen und zu bewerten.

5.3.2 Betriebserfahrung und Zustand der SSK

- a. Die Betriebserfahrung seit der letzten PSÜ mit sicherheitstechnisch klassierten SSK ist darzulegen und zu bewerten. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte SSK-spezifisch mit einzubeziehen:

1. technische Änderungen und Ersatz von Komponenten
 2. Ausfallverhalten wichtiger Komponentengruppen
 3. Änderungen und Ergebnisse der Instandhaltungsprogramme
 4. Ergebnisse der Transientenüberwachung
 5. Ergebnisse aus Zustands- und Schadensuntersuchungen
- b. Der aktuelle Zustand der sicherheitstechnisch klassierten SSK ist auf Basis der Betriebserfahrung, der Auslegungsvorgaben und Qualifikation zu bewerten.
- c. Die Massnahmen für den zukünftigen sicheren Betrieb sind aufzuzeigen.
- d. Die Dokumentation der sicherheitstechnisch klassierten SSK ist auf Vollständigkeit, Aktualität und Richtigkeit zu überprüfen und zu bewerten. Es sind insbesondere folgende Angaben SSK-spezifisch zu prüfen:
1. technische Beschreibung (gemäss Anhang 3 KEV)
 2. Qualifikation der Ausrüstungen (siehe Kapitel 5.3.1)
 3. Betriebs- und Sicherheitsgrenzwerte
 4. Wiederholungsprüfprogramm
 5. Zuordnung zu Sicherheitsebenen, Barrieren und Schutzzielfunktionen
- e. Die Betriebserfahrung und der Zustand wichtiger Betriebssysteme sind darzulegen und zu bewerten.

5.4 Alterungsüberwachung

5.4.1 Alterungsüberwachung sicherheitstechnisch klassierter Bauwerke sowie mechanischer und elektrischer Ausrüstungen

- a. Das Alterungsüberwachungsprogramm gemäss Vorgaben der Richtlinie ENSI-B01 ist auf Vollständigkeit, Aktualität und Korrektheit zu überprüfen. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu beachten:
1. Vollständigkeit der im Alterungsüberwachungsprogramm erfassten Bauwerke sowie mechanischen und elektrischen Ausrüstungen aufgrund der Erfahrung im eigenen Kernkraftwerk und in anderen Kernkraftwerken
 2. Vollständigkeit und Bewertung der bekannten Alterungsmechanismen unter Berücksichtigung des Standes von Wissenschaft und Technik und der weltweiten Erfahrungen in Kernkraftwerken

3. Effektivität der Inspektionstechnik, des Inspektionsvolumens und der Stichprobenauswahl
 4. Effektivität des Alterungsüberwachungsprogramms (Bewertung auf der Basis von Indikatoren sowie der Attribute gemäss Tabelle 2 im IAEA Safety Standard NS-G-2.12)
- b. Der aktuelle Stand des Alterungsüberwachungsprogramms ist darzulegen und zu bewerten. Dazu gehört insbesondere Folgendes:
1. Ergebnisse der Alterungsüberprüfung für die einzelnen Bauwerke sowie mechanischen und elektrischen Ausrüstungen
 2. Erkenntnisse aus den bisherigen Überprüfungen und daraus abgeleiteten Massnahmen
 3. alterungsspezifische Erkenntnisse aus der Instandhaltung der Bauwerke sowie mechanischer und elektrischer Ausrüstungen
 4. Überprüfung und Bewertung der Dokumentation zur Alterungsüberwachung der Bauwerke sowie mechanischer und elektrischer Ausrüstungen auf Vollständigkeit, Aktualität und Korrektheit
- c. Es ist darzulegen, wie alterungsbedingte Schadensfortschritte unter Berücksichtigung der eingesetzten Prüftechniken erfasst werden, welche Verbesserungsmassnahmen zur Erkennung detektierbarer Fehler vorgesehen sind und welche Massnahmen ergriffen werden.
- d. Für SSK, die während des nächsten Überprüfungszeitraums beziehungsweise während der verlängerten Betriebsdauer (vgl. Kapitel 5.8) ihr vorgeesehenes Lebensdauerende erreichen, ist eine Ersatz- oder Nachbesserungsstrategie darzulegen.

5.4.2 Technologische Alterungsüberwachung

- a. Klassierte mechanische und elektrische Komponenten und Systeme sind auf technologische Alterung hin zu überprüfen und zu bewerten. Die Ergebnisse sind zu dokumentieren. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu berücksichtigen:
1. Vergleich der eingesetzten Komponenten und Systeme mit dem Stand der Technik
Abweichungen sind sicherheitstechnisch zu bewerten.
 2. Lieferbarkeit von Original-Ersatzteilen des Herstellers mit der notwendigen Qualität
 3. technische Unterstützung durch den Hersteller

4. Komponenten und Systeme, bei denen weder Ersatzteillieferungen noch technische Unterstützung durch den Hersteller gewährleistet sind (sogenannte abgekündigte Komponenten und Systeme)
 5. Planung des Ersatzes abgekündigter Komponenten und Systeme und sicherheitstechnische Bewertung des Betriebes bis zum Zeitpunkt des Ersatzes
 6. Umgang mit möglichem Ausfall abgekündigter Komponenten und Systeme
- b. Das Ersatzteillager mechanischer und elektrischer Komponenten ist auf Vollständigkeit und Qualität hin zu überprüfen und zu bewerten. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu berücksichtigen:
1. Vollständigkeit bezüglich sicherheitstechnisch notwendiger Ersatzteile
 2. Vergleich der Ausführung der Ersatzteile mit dem Stand der Technik
 3. Vorsorge gegen und Umgang mit lagerbedingten Alterungsschäden unter Berücksichtigung der Erfahrungen in anderen Kernkraftwerken

5.5 Sicherheitsanalysen

5.5.1 Deterministische Sicherheitsanalyse

- a. Das Spektrum der zu analysierenden Störfälle und deren Kategorisierung sind auf Vollständigkeit, Aktualität und Korrektheit zu überprüfen und zu bewerten. Dabei sind folgende Richtlinien zu beachten:
1. ENSI-A01 für den technischen Teil der Störfallanalysen
 2. ENSI-A05 für die Gefährdungsanalysen
 3. ENSI-A08 für die Quelltermanalysen
 4. ENSI-G14 für die Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung
- b. Die Einhaltung der radiologischen und technischen Kriterien gemäss Art. 7 bis 11 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) ist aufzuzeigen. Für Lager im Sinne von Kapitel 2 der Richtlinie ENSI-G04 sind die Anforderungen von Kapitel 4 der Richtlinie ENSI-G04 zu beachten.
- c. Der Einfluss der seit der letzten PSÜ durchgeführten Anlageänderungen und Änderungen in Störfall- und Notfallvorschriften auf die Ergebnisse der Störfallanalysen ist darzulegen zu bewerten.

- d. Die Aktualität und die Eignung der für die Störfallanalysen verwendeten Rechenprogramme sind zu bewerten. Der Einfluss der seit der letzten PSÜ durchgeführten wesentlichen Änderungen in Rechenmodellen und Annahmen ist darzulegen und zu bewerten.
- e. Es ist aufzuzeigen, dass zur Störfallbeherrschung nur Operateurhandlungen berücksichtigt werden, für welche Anweisungen in Vorschriften vorhanden sind und für die ausreichend Zeit zur Verfügung steht.
- f. Es ist aufzuzeigen, dass die zur Störfallbeherrschung erforderlichen SSK aufgrund ihrer Auslegung ausreichende Sicherheitsmargen bei Störfallbedingungen (z. B. Druck, Temperatur, Feuchtigkeit und Strahlung) aufweisen.
- g. Mindestens für die in Kapitel 5 der Richtlinie ENSI-A01 aufgeführten auslegungsüberschreitenden Störfälle ist aufzuzeigen, dass die Randbedingungen gemäss der Technischen Spezifikation für die betroffenen SSK eingehalten werden können.
- h. Es ist aufzuzeigen, dass die gültigen Störfall- und Notfallvorschriften mit den Annahmen in den deterministischen Störfallanalysen im Einklang sind.
- i. Es ist aufzuzeigen, dass die Technische Spezifikation mit den Annahmen in den deterministischen Störfallanalysen im Einklang ist.
- j. Ein Vergleich mit dem Stand von Wissenschaft und Technik zur Durchführung von deterministischen Störfallanalysen ist anzustellen. Wichtige Erkenntnisse daraus sind darzulegen.

5.5.2 Probabilistische Sicherheitsanalyse

- a. Die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) ist gemäss den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05 zu aktualisieren. Insbesondere sind die Aktualität der vorhandenen Gefährdungsanalysen und die ausgewiesenen Eintrittshäufigkeiten zu überprüfen und zu bewerten.
- b. Der Einfluss der seit der letzten PSÜ durchgeführten wesentlichen Änderungen in Rechenmodellen und -annahmen ist zusammenfassend darzulegen, zu begründen und zu bewerten.
- c. Bei der Aktualisierung der PSA sind insbesondere folgende Erkenntnisse gemäss Richtlinie ENSI-A05 darzulegen:
 - 1. Bewertung der durchgeführten signifikanten, PSA-relevanten Anlageänderungen
 - 2. Identifizierung möglicher Anlageverbesserungen (inklusive schriftlichen Anweisungen) im Rahmen der Aktualisierung der PSA

3. Bewertung der Komponentenausfallraten und der Häufigkeit der auslösenden Ereignisse
- d. Die Einhaltung der Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen auslegungsüberschreitende Störfälle gemäss Art. 12 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) ist aufzuzeigen.
 - e. Die folgenden Bewertungen sind nach Vorgabe der Richtlinie ENSI-A06 durchzuführen:
 1. risikotechnische Beurteilung des Sicherheitsniveaus und der Notwendigkeit von Massnahmen
 2. Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge und der Notwendigkeit von Massnahmen
 3. risikotechnische Beurteilung der Vollständigkeit und der Ausgewogenheit zulässiger Instandsetzungszeiten in der Technischen Spezifikation
 4. Identifizierung der Komponenten, welche aus Sicht PSA von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung sind
 - f. Die Betriebserfahrung über den Überprüfungszeitraum ist aus Sicht der PSA zu beurteilen. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu bewerten:
 1. Trend der probabilistischen Sicherheitsindikatoren
 2. Risikobeiträge aufgrund von Vorkommnissen und Ausfallanfälligkeit von Komponenten und Systemen
 3. Einfluss von latenten Fehlern auf das Risiko und die Vorsorge durch Funktionstests
 4. Einfluss der Wartung von Komponenten während des Leistungsetriebs auf das Risiko
 - g. Mechanische und elektrische Ausrüstungen, deren Ist-Klassierung nicht der Soll-Klassierung aus risikotechnischer Sicht gemäss den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01 entspricht, sind auszuweisen. Es ist darzulegen, nach welchem Prozess die Klassierungsänderung erfolgt.
 - h. Die Umsetzung der Alterungsüberwachung von Komponenten, welche gemäss Richtlinie ENSI-A06 von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, jedoch nicht den Sicherheitsklassen 1, 2 oder 3 angehören, ist darzulegen.

5.6 Organisation und Personal

5.6.1 Allgemeine Anforderungen

Der aktuelle Zustand sowie die Änderungen und Entwicklungen während des Überprüfungszeitraums im organisatorischen und personellen Bereich gemäss den Vorgaben in den Kapiteln 5.6.2 und 5.6.3 sind darzulegen und zu bewerten. Die Auswertung der spezifischen Sicherheitsindikatoren gemäss Kapitel 5.2.1 ist dabei zu berücksichtigen. Die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G07 sind bei der Bewertung zu berücksichtigen.

5.6.2 Organisation des Bewilligungsinhabers

Folgende Aspekte sind zu beschreiben und zu bewerten:

- a. Eigentumsverhältnisse und Organisationsstruktur
- b. Funktionen und Aufgaben der organisatorischen Einheiten, welche eine Bedeutung für die nukleare Sicherheit haben
- c. Wahrnehmung der Sicherheitsverantwortung, insbesondere welche Bedeutung die nukleare Sicherheit für den Bewilligungsinhaber hat und wie er dieser Verantwortung gerecht wird
- d. Kompetenzen und Mittel, welche dem Inhaber der Stelle für den technischen Betrieb zur Verfügung gestellt werden
- e. Entscheidungsfindung bei Sicherheitsfragen und die dafür vorgesehenen Kommunikationswege zwischen dem Bewilligungsinhaber und dem Inhaber der Stelle für den technischen Betrieb der Kernanlage
- f. Massnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung der Sicherheit und Sicherung

5.6.3 Organisation des Kernkraftwerks

Folgende Aspekte sind zu beschreiben und zu bewerten:

- a. Sicherheitsziele und deren Umsetzung
- b. Organisationsstruktur, insbesondere Verantwortlichkeiten und Kompetenzen sowie Information und Kommunikation innerhalb der Organisation
- c. Funktionen und Aufgaben der organisatorischen Einheiten, Fachgruppen und internen Kommissionen, welche eine Bedeutung für die Sicherheit haben (gemäss Kraftwerksreglement)
- d. personelle und materielle Ressourcen der Gesamtorganisation, der einzelnen organisatorischen Einheiten, Fachgruppen und internen Kommissionen. Dabei ist Folgendes zu beachten:

1. Personalentwicklung und Personalressourcen für die verschiedenen Organisationseinheiten, Fachgruppen und Kommissionen
 2. Aus- und Weiterbildung des Eigen- und Fremdpersonals und Sicherstellung des fachlichen Wissens auf allen sicherheitsrelevanten Gebieten
 3. Beauftragung von Fremdpersonal und Fremdleistungen
 4. Infrastruktur, Arbeitsmittel und Arbeitsbedingungen
- e. Begründung und Bewertung organisatorischer Änderungen
 - f. Vollständigkeit und Zweckmässigkeit des Managementsystems sowie die Erfahrungen mit sicherheitsrelevanten Prozessen
 - g. Führungskultur innerhalb der Organisation als gesamtes sowie der einzelnen organisatorischen Einheiten
 - h. Sicherheitskultur insbesondere im Hinblick auf Massnahmen zur Förderung des Sicherheitsbewusstseins sowie zur Umsetzung einer lernenden Organisation
 - i. Bedingungen, die sicherstellen, dass das Eigen- und Fremdpersonal motiviert ist, Hinweise mit möglicher Bedeutung für die Sicherheit eigeninitiativ an dafür eingerichtete Stellen oder Meldesysteme weiterzuleiten
 - j. Vollständigkeit, Zweckmässigkeit, Widerspruchsfreiheit, Klarheit und gute Lesbarkeit der Vorschriften
 - k. Prozess zur internen Freigabe von Vorschriften und Vorschriftenänderungen

Die Punkte j und k beziehen sich insbesondere auf Betriebsvorschriften, Instandhaltungsvorschriften und die Technische Spezifikation.

5.7 Notfallvorsorge und Notfallmanagement

5.7.1 Notfallvorsorge und Notfallbereitschaft

- a. Die Notfallvorsorge als Prozess zur Aufrechterhaltung und Optimierung der Notfallbereitschaft der Notfallorganisation und der erforderlichen technischen Einrichtungen ist darzulegen. Insbesondere ist darzustellen, wie interne und externe Erfahrungen zur Optimierung der Notfallbereitschaft genutzt werden.
- b. Der Status der Notfallbereitschaft ist zu bewerten und anhand von Erfahrungen (z. B. Indikatoren) zu belegen.

5.7.2 Notfallorganisation, Notfallausbildung und Notfallübungen

- a. Die Notfallorganisation ist auf der Grundlage der Richtlinie ENSI-B12 zu überprüfen und zu bewerten. Änderungen im Überprüfungszeitraum sind zu beschreiben und zu bewerten.
- b. Die Ausbildung der zur Beherrschung technischer und radiologischer Notfälle vorgesehenen Notfallelemente und des Notfallstabs ist hinsichtlich Umfang und Inhalt zu bewerten. Für die Schlüsselfunktionen (Schichtchef, Pikettingenieur und Notfalleiter) ist darzulegen, wie häufig und mit welchen Methoden das notfallspezifische Wissen praktisch angewendet wird.
- c. Die wesentlichen Erkenntnisse aus Notfallübungen mit und ohne Behördenbeobachtung sowie die daraus abgeleiteten technischen und organisatorischen Anpassungen sind darzulegen und zu bewerten. Die Erfüllung der in der Richtlinie ENSI-B11 enthaltenen Vorgaben ist darzulegen und zu bewerten.

5.7.3 Notfallabläufe

- a. Die Notfallarten gemäss Notfallreglement sind hinsichtlich Vollständigkeit und Zweckmässigkeit unter Berücksichtigung der internen und externen Risiken zu bewerten. Die Notfallkriterien der einzelnen Notfallarten sowie die RABE-Kriterien sind hinsichtlich Eindeutigkeit und Vollständigkeit zu überprüfen. Zu bewerten ist zudem, ob die Notfallkriterien eine möglichst frühzeitige Erkennung von Gefahren gewährleisten.
- b. Die schriftlichen Festlegungen und technischen Einrichtungen zur Identifizierung von Notfällen, zur Alarmierung der Notfallorganisation sowie die Sofortmassnahmen nach Notfällen sind zu bewerten.
- c. Die schriftlichen Festlegungen und technischen Einrichtungen zur Sicherung, Kennzeichnung und Räumung der vom Ereignis betroffenen Örtlichkeiten sind hinsichtlich Zweckmässigkeit und schneller Umsetzbarkeit zu überprüfen. Die Durchlässigkeit von Flucht- und Interventionswegen, die Eignung von Sammelplätzen, die Massnahmen zur Erfassung der Anwesenden und Identifizierung Vermisster sowie die Massnahmen zum Schutz des Personals vor den Gefahren des Notfalls sind zu untersuchen und zu bewerten.

5.7.4 Notfalldokumentation

- a. Die Störfall- und Notfallvorschriften, eingeschlossen die SAMG, sind auf Gültigkeit, Eindeutigkeit und Zweckmässigkeit zu überprüfen und zu bewerten und die wesentlichen Änderungen darzustellen.

- b. Für Schritte und Haltepunkte innerhalb der unter Punkt a genannten Vorschriften, bei denen die Betriebsschicht Unterstützung oder Entscheidungen von anderen Notfallelementen benötigt, ist zu prüfen, ob diese Interaktionen rechtzeitig erfolgen können.
- c. Das Unfallmanagement ist auf der Grundlage der Richtlinie ENSI-B12 zu bewerten. Es sind insbesondere folgende Aspekte zu betrachten:
 1. Kriterien für den Übergang in das Unfallmanagement
 2. Übereinstimmung der anlageinternen technischen Entscheidungshilfen (SAMG) mit den im PSA-Modell verwendeten Annahmen (vgl. Kapitel 5.5.2)
 3. Erfahrungen mit den technischen Entscheidungshilfen
 4. Einsatzkonzept für das Personal bei Unfallbedingungen

5.7.5 Technische Ausrüstungen

- a. Alle für die Notfallbeherrschung vorgesehenen Räumlichkeiten und technischen Ausrüstungen sind hinsichtlich Zweckmässigkeit, Umgebungsbedingungen im Notfall, Schutzwirkung vor gesundheitlichen Gefahren (z. B. Strahlung und giftige Stoffe) zu überprüfen und zu bewerten.
- b. Fest und mobil vorhandene technische Einrichtungen für das Unfallmanagement sind hinsichtlich Angemessenheit und Zweckmässigkeit zu überprüfen und zu bewerten. In die Bewertung sind die Massnahmen zur Überprüfung und Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft, die Auslegung der Ausrüstungen sowie ihre sichere, gegen Einwirkungen von aussen geschützte Unterbringung einzuschliessen. Zu berücksichtigen sind auch die extern gelagerten technischen Einrichtungen.
- c. Die Kommunikationsmittel für die Notfallorganisation sowie für den Kontakt zu den externen Notfallpartnern sind insbesondere hinsichtlich Standfestigkeit bei externen Ereignissen, Einsatzfähigkeit bei Verlust der Wechselstromversorgung sowie Verfügbarkeit und Reichweite zu bewerten.
- d. Die Störfallinstrumentierung und das Post Accident Sampling System sind gemäss Vorgaben der Richtlinie ENSI-B12 hinsichtlich Zweckmässigkeit und Vollständigkeit zu überprüfen und zu bewerten und mit dem Stand der Technik zu vergleichen.
- e. Das Safety Parameter Display System ist hinsichtlich Zweckmässigkeit und Vollständigkeit der Anzeigen zu überprüfen und zu bewerten und mit dem Stand Technik zu vergleichen.
- f. Die Erfahrungen mit dem Anlageparameter-System ANPA sind darzulegen und gemäss den Vorgaben der Richtlinie ENSI-B12 zu bewerten.

5.8 Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb

5.8.1 Zeitliche Vorgaben

- a. Für Kernkraftwerke, die voraussichtlich über 40 Jahre betrieben werden, ist ein spezifischer Sicherheitsnachweis für die verlängerte Betriebsdauer zu erbringen. Er ist spätestens nach 10 Jahren zu aktualisieren.
- b. Der Sicherheitsnachweis zum Langzeitbetrieb ist für einen ausreichenden Prognosezeitraum erbringen.

5.8.2 Zustand von Grosskomponenten

Für die nachfolgend aufgeführten Grosskomponenten ist für die verlängerte Betriebsdauer aufzuzeigen und zu dokumentieren, dass

- a. detaillierte Sicherheitsanalysen für relevante Alterungsmechanismen und Verschleissvorgänge durchgeführt wurden,
- b. die Auslegungsgrenzen für die Grosskomponenten nicht überschritten werden und
- c. die Ausserbetriebnahme-Kriterien der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5) nicht erreicht werden.

Im Rahmen von Punkt a sind auch die Prüfabdeckung und Prüfbarkeit zu bewerten. Abgeleitete Instandhaltungsmassnahmen sind darzulegen.

5.8.2.1 Reaktordruckbehälter und Kerneinbauten

- a. Für den Werkstoffzustand des Reaktordruckbehälters (RDB) ist auf der Grundlage der bisherigen Prüfungsergebnisse eine umfassende Analyse und Prognose durchzuführen.
- b. Für den RDB ist ein Sprödbruchsicherheitsnachweis zu erbringen. Auszuweisen ist insbesondere Folgendes:
 1. Neutronenflussrechnungen
 2. Sprödbruch-Referenztemperatur und Hochlagen-Kerbschlagenergie
- c. Die Integrität des RDB für spezielle Thermoschock-Bedingungen ist nachzuweisen. Die dazu verwendeten thermohydraulischen Randbedingungen sind zu begründen.
- d. Die Integrität der Kerneinbauten ist für Normalbetrieb- und bei Störfallbedingungen nachzuweisen.

5.8.2.2 Nukleares Dampferzeugungssystem

- a. Für alle Leitungen des nuklearen Dampferzeugungssystems mit einer Nennweite grösser als 25 mm ($DN > 25$) sind Sicherheitsanalysen durchzuführen. Die Ergebnisse der Analysen sind mit Angaben der Sicherheitsreserven darzulegen und zu bewerten. Zudem sind insbesondere folgende Angaben zu machen:
 1. Erfahrungen bezüglich Leckagen und Wanddickenschwächungen
 2. Ergebnisse wiederkehrender zerstörungsfreier Prüfungen
 3. Ergebnisse von Ermüdungsanalysen
- b. Für Leitungen mit einem Bruchausschluss- oder Leck-vor-Bruch-Nachweis sind diese Nachweise gemäss Stand von Wissenschaft und Technik zu überprüfen oder zu aktualisieren und die vorhandenen Sicherheitsreserven darzulegen und zu bewerten.

5.8.2.3 Stahldruckschale des Containments

- a. Für die Stahldruckschale ist der aktuelle Zustand darzulegen und zu bewerten. Zu diskutieren sind insbesondere folgende Aspekte:
 1. Ergebnisse von lokalen (Durchführungen) und integralen Dichtheitsprüfungen
 2. Ergebnisse spezifischer Inspektionen und Untersuchungen
 3. Instandsetzungsmassnahmen
- b. Für die Stahldruckschale ist ein Integritätsnachweis zu erbringen. Dazu sind insbesondere folgende Aspekte zu berücksichtigen:
 1. Darlegung und Bewertung der verwendeten Rechenmodelle und Randbedingungen
 2. Bewertung des maximal zulässigen Auslegungsdrucks
 3. maximaler Störfalldruck für Auslegungsstörfälle
 4. Berücksichtigung von alterungs- und verschleissbedingten Schäden
 5. Bestimmung der Tragfähigkeit des Containments gemäss Kapitel 5.2 der Richtlinie ENSI-A05
 6. Diskussion schwerer Unfallsequenzen, für welche die Integrität des Containments einschliesslich des Containmentdruckentlastungssystems gewährleistet beziehungsweise nicht mehr gewährleistet ist

5.8.2.4 Betonhülle des Containments

- a. Für die Betonhülle des Containments ist der aktuelle Zustand darzulegen und zu bewerten. Folgend Aspekte sind zu beachten:
 1. Ergebnisse spezifischer Inspektionen und Untersuchungen
 2. Instandsetzungsmassnahmen
- b. Für die Betonhülle des Containments sind die Tragsicherheit sowie die Standfestigkeit gegen äussere Einwirkungen zu bewerten.

5.8.3 Nachrüstungskonzept

- a. Es ist aufzuzeigen, inwieweit die Anlage von den gesetzlichen Anforderungen für neue Kernkraftwerke abweicht. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu berücksichtigen:
 1. Redundanzgrad und Diversität von Sicherheitsfunktionen
 2. funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung der Sicherheitssysteme
 3. Automatisierungsgrad der Sicherheitssysteme
 4. Schutz gegen äussere Einwirkungen
 5. Vorsorge gegen schwere Unfälle
- b. Es ist systematisch aufzuzeigen, wie den unter Punkt a identifizierten Abweichungen nach Massgabe des Standes der Nachrüstungstechnik begegnet wird und dass alle angemessenen Vorkehrungen zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung getroffen werden.
- c. Für die aufgrund von Bst. b vorgesehenen Nachrüstungen und Massnahmen ist eine Umsetzungsplanung einzureichen (siehe auch Kapitel 5.9.7).
- d. Für die vorgesehenen Nachrüstungen mit den aktuell gültigen Gefährdungsannahmen ist der zu erwartende Sicherheitsgewinn mittels deterministischen wie auch probabilistischen Sicherheitsanalysen aufzuzeigen. Die Erhöhung der Sicherheitsmargen für die geplanten Nachrüstungen ist auszuweisen und zu bewerten.
- e. Es ist nachzuweisen, dass für auslegungsüberschreitende Störfälle die Anforderungen gemäss Art. 12 Abs. 1 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) erfüllt sind.

5.8.4 Betriebsdauermanagement

- a. Es ist eine technische Beurteilung für die verlängerte Betriebsdauer darzulegen und zu bewerten. Dazu gehören die Massnahmen zur Gewährleistung eines sicheren Betriebes in den Bereichen Bautechnik, Elektro- und Leittechnik, Maschinenteknik, Strahlenschutz und Kernüberwachung.
- b. Die vorgesehene Brennstoff- und Abfallbewirtschaftung ist darzulegen und zu bewerten. Nebst dem Anfall radioaktiver Abfälle ist deren Entsorgung zu betrachten, insbesondere die Konditionierverfahren, die Lagerkapazitäten und die Verfügbarkeit geeigneter Verpackungen. Abgebrannte Brennelemente sind als radioaktive Abfälle zu betrachten und ebenfalls zu berücksichtigen. Zudem ist das Konzept zur Bewirtschaftung der Lagerbecken darzulegen und zu bewerten.
- c. Die Organisation ist gemäss den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G07 im Hinblick auf die Erfordernisse des Langzeitbetriebs und der Nachbetriebsphase zu überprüfen.
- d. Der Stilllegungsplan ist auf seine Aktualität hin zu überprüfen und zu bewerten.

5.9 Gesamtbewertung der PSÜ

5.9.1 Bewertung des Sicherheitskonzepts

- a. Das Sicherheitskonzept der Anlage ist zusammenfassend darzustellen. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu beachten:
 1. Umsetzung der gestaffelten Sicherheitsvorsorge (Defense-in-Depth) und des Barrierenkonzepts
 2. Nachweis der Gewährleistung der grundlegenden Schutzziele
- b. Der Sicherheitsstatus von SSK und deren Qualifikation sind zusammenfassend darzustellen und zu bewerten.
- c. Abweichungen der technischen Auslegung des Kernkraftwerks vom aktuell gültigen Regelwerk sind aufzuzeigen und sicherheitstechnisch zu bewerten. Es ist darzulegen, wie der Stand der Nachrüstungstechnik umgesetzt wurde und wird.

5.9.2 Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens

- a. Für den Überprüfungszeitraum sind folgende Aspekte zusammenfassend darzustellen und zu bewerten:
 1. Betriebsverhalten anhand von Sicherheitsindikatoren

2. Vorkommnisse, deren Ursachen und ergriffene Massnahmen
 3. Erfahrungen mit der Brennstoff- und Abfallbewirtschaftung
 4. Erfahrungen mit dem operationellen Strahlenschutz, der Wasserchemie und der Umgebungsüberwachung
- b. Das Alterungsüberwachungsprogramm ist zusammenfassend darzustellen und zu bewerten. Das Konzept zur Überwachung der technologischen Alterung ist darzustellen. Massnahmen zu deren Behebung sind aufzuzeigen.
 - c. Die eigene Betriebserfahrung ist mit derjenigen anderer Kernkraftwerke zu vergleichen.

5.9.3 Bewertung der Ergebnisse der Sicherheitsanalysen

- a. Die Ergebnisse der deterministischen Sicherheitsanalysen sind zusammenfassend darzustellen und zu bewerten.
- b. Die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse, eingeschlossen die Ergebnisse der Gefährdungsanalysen, sind zusammenfassend darzustellen und zu bewerten.

5.9.4 Bewertung des Personals und der Organisation

- a. Die Organisation des Bewilligungsinhabers ist zusammenfassend darzustellen und zu bewerten.
- b. Die Betriebsorganisation ist zusammenfassend darzustellen und zu bewerten.

5.9.5 Bewertung der Notfallvorsorge und des Notfallmanagements

- a. Die Erfahrungen mit Notfallvorbereitung und -bereitschaft sind zusammenfassend darzustellen und zu bewerten.
- b. Die Zweckmässigkeit der Notfallorganisation, der Notfallausbildung und der Notfallübungen sind zusammenfassend darzustellen und zu bewerten.
- c. Die Notfalldokumentation ist zusammenfassend darzustellen und zu bewerten.
- d. Die Zweckmässigkeit und Angemessenheit der technischen Notfalleinrichtungen sind zusammenfassend darzustellen und zu bewerten.

5.9.6 Bewertung des Langzeitbetriebs

- a. Die Ergebnisse des Sicherheitsnachweises für schwer austauschbare Grosskomponenten sind für die verlängerte Betriebsdauer darzulegen und zu bewerten.

- b. Das Auslegungskonzept des Kernkraftwerks unter Berücksichtigung vorgesehener Nachrüstungen ist mit den Auslegungsanforderungen für neue Kernkraftwerke zu vergleichen und zu bewerten.
- c. Die sicherheitstechnisch bedeutenden Nachrüstungen und Verbesserungen während der verlängerten Betriebsdauer sind zusammenfassend zu beschreiben und zu bewerten. Die Umsetzungszeitpunkte für die Nachrüstungen und Verbesserungen sind anzugeben.
- d. Die Bewirtschaftung der abgebrannten Brennelemente ist darzulegen und zu bewerten.
- e. Es ist aufzuzeigen, dass die Ausserbetriebnahme-Kriterien gemäss der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5) während der verlängerten Betriebsdauer nicht erreicht werden.

5.9.7 Zusammenfassende Sicherheitsbewertung

- a. Es ist zusammenfassend aufzuzeigen, dass die Sicherheit der Anlage aufgrund der Bewertungen der einzelnen Themenbereiche in den vorangehenden Kapiteln 5.1 bis 5.8 gewährleistet ist und ein sicherer Betrieb bis zur nächsten PSÜ beziehungsweise für den Langzeitbetrieb sichergestellt werden kann.
- b. Für alle aufgrund der PSÜ-Ergebnisse identifizierten Anlagenverbesserungen ist eine Umsetzungsplanung einzureichen. Die Verbesserungsmaßnahmen sind so bald wie möglich umzusetzen.

5.10 Mehrblockanlagen

Für Mehrblockanlagen sind die Wechselwirkungen zwischen der zu überprüfenden Einheit und den übrigen Einheiten für alle im Rahmen der PSÜ darzulegenden Aspekte gemäss den Kapiteln 5.1 bis 5.9 aufzuzeigen und sicherheitstechnisch zu bewerten.

6 Liste der Verweisungen

WENRA Safety Reference Levels¹

IAEA Safety Standard SSR-2/1: Safety of Nuclear Power Plants – Design, 2012

¹ aktuelle Versionen unter <http://www.wenra.org/harmonisation/reactor-harmonisation-working-group/> und <http://www.wenra.org/harmonisation/working-group-waste-and-decommissioning/>

IAEA Safety Standard SSR-2/2: Safety of Nuclear Power Plants – Commissioning and Operation, 2011

IAEA Safety Standard GSR Part 4: Safety Assessment for Facilities and Activities, 2009

IAEA Safety Standard NS-G-2.12: Ageing Management for Nuclear Power Plants, 2009

Diese Richtlinie wurde am **Datum** vom ENSI verabschiedet.

Der Direktor des ENSI: sig. H. Wanner

Anhang: Begriffe (gemäss ENSI-Glossar)

Sicherheitseinrichtungen

Unter Sicherheitseinrichtungen werden Strukturen, Systeme und Komponenten (SSK) verstanden, die gemäss den Richtlinien ENSI-G01 und HSK-R-04 der Bauwerksklasse BK I sowie den Sicherheitsklassen SK 1 bis 3 und 1E zugeordnet sind.

Schutzzielfunktion

Unter einer Schutzzielfunktion werden Funktionen verstanden, die zur Einhaltung der Schutzziele auf allen vier anlageninternen Sicherheitsebenen 1 bis 4 der gestaffelten Sicherheitsvorsorge erforderlich sind.

Schutzzielfunktionen sind einzelnen Schutzzielen zugeordnet und eine notwendige Voraussetzung zu deren Einhaltung.

Ergänzend sind schutzzielübergreifende Aufgaben und Prozesse notwendig, um die Einhaltung der Schutzziele mit hoher Zuverlässigkeit zu gewährleisten.

Schutzzielübergreifende Aufgaben und Prozesse

Schutzzielübergreifende Aufgaben und Prozessen sind zur Gewährleistung der Sicherheit erforderlich, lassen sich aber nicht einem oder mehreren Schutzzielen spezifisch zuordnen.

Sicherheitsfunktion

Unter einer Sicherheitsfunktion wird eine Funktion verstanden, die zur Einhaltung der Schutzziele auf der Sicherheitsebene 3 der gestaffelten Sicherheitsvorsorge erforderlich ist. Eine Sicherheitsfunktion ist Teil einer Schutzzielfunktion.

Überprüfungszeitraum

Der Überprüfungszeitraum dauert in der Regel 10 Jahre und beginnt am ersten Tag nach dem Überprüfungszeitraum der vorhergehenden Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ).