



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

Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken

Ausgabe Oktober 2014

Erläuterungsbericht zur Richtlinie

ENSI-A03/d

Inhalt

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A03/d

1	Ausgangslage	1
2	Harmonisierung mit internationalen Anforderungen	1
2.1	Safety Standards der IAEA	1
2.2	WENRA Safety Reference Levels	1
3	Aufbau der Richtlinie	1
4	Erläuterungen zu einzelnen Kapiteln der Richtlinie	2
4.1	Vorbemerkung	2
4.2	Kapitel 4 „Grundsätze für die Erstellung einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung“	3
4.3	Kapitel 5 „Inhalt der Periodischen Sicherheitsüberprüfung“	4
	Anhang: WENRA Safety Reference Levels	13

1 Ausgangslage

Das ENSI hat die Anforderungen an eine PSÜ bisher in der 2001 veröffentlichten Richtlinie HSK-R-48 festgeschrieben. Die damalige HSK stützte sich dabei auf das Übereinkommen über nukleare Sicherheit (SR 0.732.020), wonach die Schweiz sich verpflichtet, „dass umfassende und systematische Sicherheitsbewertungen sowohl vor dem Bau und der Inbetriebnahme einer Kernanlage als auch während ihrer Lebensdauer vorgenommen werden.“

Gestützt auf die am 1. Februar 2005 in Kraft gesetzte Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11) muss der Inhaber einer Betriebsbewilligung gemäss Artikel 34 für ein Kernkraftwerk alle 10 Jahre eine umfassende Sicherheitsüberprüfung (Periodische Sicherheitsüberprüfung, PSÜ) durchführen. Das ENSI konkretisiert in der Richtlinie ENSI-A03 die Anforderungen an eine PSÜ unter Berücksichtigung der bisherigen Erfahrungen mit Periodischen Sicherheitsüberprüfungen und der im Jahr 2013 im IAEA Safety Standard SSG-25 „Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants“ veröffentlichten Empfehlungen.

2 Harmonisierung mit internationalen Anforderungen

2.1 Safety Standards der IAEA

Der zentrale Standard für die PSÜ ist der IAEA Safety Standard SSG-25 „Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants“. Inhaltlich und auch im Aufbau lehnt sich die vorliegende Richtlinie an diesen an. Die meisten darin enthaltenen Empfehlungen sind in die Richtlinie ENSI-A03 sinngemäss übernommen worden.

2.2 WENRA Safety Reference Levels

Die „Western European Nuclear Regulators Association“ (WENRA) hat europaweit harmonisierte Sicherheitsanforderungen (Safety Reference Levels, SRL) für Kernkraftwerke festgelegt. Die Anforderungen der WENRA zur PSÜ sind unter dem Issue P im Bericht „WENRA Reactor Safety Reference Levels for Existing Reactors (30 May 2014)“ sowie unter Ziffer 4.2 im Bericht „WENRA Waste and Spent Fuel Storage Safety Reference Levels Report (Version 1.2 vom Februar 2011)“ aufgelistet und im Anhang zusammengestellt. Diese Reference Levels sind in der Richtlinie ENSI-A03 umgesetzt.

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 des Geltungsbereichs sowie aus den rechtli-

chen Grundlagen, auf die sich die Richtlinie ENSI-A03 abstützt. Der Geltungsbereich dieser Richtlinie umfasst die Kernkraftwerke. Eingeschlossen sind auch die Lager für abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle mit einer eigenen Betriebsbewilligung auf dem Kernkraftwerksareal. Dies betrifft insbesondere das Nasslager im Kernkraftwerk Gösgen und das Zwischenlager im Kernkraftwerk Beznau.

In Kapitel 4 werden die Grundsätze zur Erstellung einer PSÜ dargestellt. Dazu gehört insbesondere die Erstellung eines Projektplans seitens der Betriebsorganisation (Betreiber), der dem ENSI rechtzeitig zur Stellungnahme einzureichen ist. Dieser Projektplan ist so detailliert wie möglich auszuarbeiten und muss auch aufzeigen, wie die Forderungen der Richtlinie ENSI-A03 umgesetzt werden.

Das Kapitel 5 ist das zentrale Kapitel der Richtlinie und umfasst den Inhalt einer PSÜ. Das Kapitel ist in 9 Themenblöcke unterteilt. Neu gegenüber der bisherigen Richtlinie HSK-R-48 sind die Themenblöcke „Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb“ und „Gesamtbewertung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung“. Die Gesamtbewertung der PSÜ soll in einem eigenständigen Bericht erfolgen, in dem die wichtigsten Ergebnisse und Erkenntnisse aus der PSÜ zusammenfassend dargestellt werden. Dieser Bericht ist zur Veröffentlichung vorgesehen.

Das Kapitel 6 umfasst die Liste der Verweisungen.

Die Vorgaben zu den einzelnen Themenblöcken sind in der Richtlinie ENSI-A03 detaillierter als in der bisherigen Richtlinie HSK-R-48. Dies ist notwendig aufgrund der bisherigen Erfahrungen mit der von den Betreibern eingereichten PSÜ-Dokumentation und aufgrund internationaler Empfehlungen zur Erstellung einer PSÜ. Mit der Richtlinie ENSI-A03 wird auch eine Harmonisierung der PSÜ-Dokumentation der schweizerischen Kernkraftwerksbetreiber angestrebt.

Die Kapitel der Richtlinie ENSI-A03 werden nur erläutert, wo dies für das Verständnis erforderlich ist.

4 Erläuterungen zu einzelnen Kapiteln der Richtlinie

4.1 Vorbemerkung

Eine der zentralen Aufgaben im Rahmen einer PSÜ ist die Bewertung der Daten, Fakten und Erfahrungen der letzten 10 Betriebsjahre. Daraus lassen sich wichtige Hinweise zur Sicherheit des Kernkraftwerks ableiten und Prognosen zum künftigen Sicherheitsstatus machen. Aus diesem Grunde steht in der Richtlinie ENSI-A03 häufig, dass ein Sachverhalt „zu dokumentieren und zu bewerten“ ist. Die Frage, nach welchem Massstab ein Sachverhalt zu bewerten sei, wird in der Richtlinie nicht vorgegeben. Es ist wichtig, dass der Ersteller der PSÜ sich selber Gedanken macht, wie die Information aus den letzten 10 Jahren Betrieb sicher-

heitstechnisch zu bewerten ist. Es ist dann die Aufgabe des ENSI, im Rahmen ihrer Stellungnahme zu prüfen, ob der angelegte Bewertungsmaßstab sinnvoll und sicherheitstechnisch aussagekräftig ist.

In den Einleitungen der ENSI-Richtlinien steht, dass diese den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik konkretisieren. Sie definieren somit, was das ENSI ohne weitere Begründung als dem Stand von Wissenschaft und Technik erachtet. Es ist das Ziel des schweizerischen Regelwerks, dass es die internationalen Anforderungen widerspiegelt. Wenn im Rahmen der PSÜ explizit aufgezeigt wird, wie das schweizerische Regelwerk eingehalten wird, ist damit auch aufgezeigt, dass die internationalen Anforderungen erfüllt sind. Damit ist der in der Vorgängerrichtlinie HSK-R-48 definierte Begriff des Stands von Wissenschaft und Technik abgedeckt. Eine formale Definition des Begriffs bringt für die Praxis somit keinen Sicherheitsgewinn. Man vergleiche hierzu auch die Botschaft zum Kernenergiegesetz, Kapitel 7.3.2, Grundsätze der nuklearen Sicherheit.

Der Stand der Nachrüstungstechnik ist ein dynamischer Begriff. Das ENSI ist unter Berücksichtigung des in der Botschaft zum Kernenergiegesetz zum Ausdruck gebrachten Willens des Gesetzgebers und der bisherigen Praxis zum Schluss gekommen, dass es angesichts der Unterschiedlichkeit der einzelnen Kernkraftwerke und der jeweiligen Standortbedingungen nicht sicherheitsgerichtet ist, den Begriff generisch zu definieren. Das ENSI hält es hinsichtlich nuklearer Sicherheit für zielführender, im Einzelfall sorgfältig abzuwägen, welche Nachrüstungen notwendig sind. Eine formale Definition des Begriffs bringt für die Praxis somit keinen Sicherheitsgewinn.

4.2 Kapitel 4 „Grundsätze für die Erstellung einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung“

Das Kapitel 4.1 der Richtlinie ENSI-A03 legt die Zuständigkeit der Betreiber für die Erstellung der PSÜ fest. Rechtliche Basis dafür ist Art. 22 Abs. 1 KEG, wonach die Verantwortung für die Sicherheit eines Kernkraftwerks und des Kraftwerkbetriebs beim Betreiber der Anlage liegt. Demzufolge liegen Inhalt, Vollständigkeit und Qualität von Berichten in der Verantwortung des Betreibers. Die in der Richtlinie ENSI-G07 festgelegten Qualitäts- und Kontrollanforderungen an die PSÜ-Dokumentation (Kapitel 7.5 und 7.10 der Richtlinie ENSI-G07) sind umzusetzen.

Das Kapitel 4.2 der Richtlinie ENSI-A03 verlangt einen detaillierten Projektplan des Betreibers zur Erstellung der PSÜ. Dieser ist dem ENSI zur Stellungnahme mindestens 21 Monate vor dem Abgabetermin zuzustellen. Das ENSI wird innerhalb von drei Monaten dazu Stellung nehmen, so dass für die Ausarbeitung der PSÜ mindestens eineinhalb Jahre zur Verfügung stehen.

Die Struktur der PSÜ-Dokumentation soll soweit möglich und sinnvoll den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A03 entsprechen. Welche Themenbereiche in eigenen Berichten dargelegt werden, soll im Projektplan angegeben werden.

4.3 Kapitel 5 „Inhalt der Periodischen Sicherheitsüberprüfung“

4.3.1 Kapitel 5.1 „Übersicht über die Anlage“

4.3.1.1 Kapitel 5.1.1 „Standort“

Änderungen der Standorteigenschaften während der letzten 10 Jahre sind anzugeben. Deren sicherheitstechnische Bedeutung ist kurz zu bewerten. Ausführlich kann auf die sicherheitstechnische Konsequenz dieser Änderungen in späteren Kapiteln eingegangen werden. Ein Verweis darauf ist angezeigt.

4.3.1.2 Kapitel 5.1.3 „Übergeordnetes Auslegungskonzept“

Die gestaffelte Sicherheitsvorsorge („Defense in Depth“) ist ein grundlegendes Sicherheitskonzept zum Schutz von Mensch und Umwelt vor den Gefahren radioaktiver Strahlung. Der Bewilligungsinhaber hat im Rahmen der PSÜ deshalb aufzuzeigen, wie in seiner Anlage dieses Konzept umgesetzt ist und wie die grundlegenden Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente
- Einschluss radioaktiver Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

eingehalten werden.

Es ist das Ziel des schweizerischen Regelwerks, dass es die internationalen Anforderungen widerspiegelt. Wenn im Rahmen der PSÜ explizit aufgezeigt wird, wie das schweizerische Regelwerk eingehalten wird, ist damit auch aufgezeigt, dass die internationalen Anforderungen erfüllt sind, insbesondere diejenigen der IAEA und der WENRA.

4.3.2 Kapitel 5.2 „Betriebsführung und Betriebsverhalten“

Die Ergebnisse der jährlich durchzuführenden systematischen Sicherheitsbewertungen gemäss den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G08 sind bei der Auswertung der Betriebsführung und dem Betriebsverhalten soweit möglich und sinnvoll zu berücksichtigen. Die vorhandenen Ergebnisse sind dabei über den gesamten Bewertungszeitraum auszuwerten, um Muster und Trends über 10 Jahre aufzuzeigen.

4.3.2.1 Kapitel 5.2.1 „Betriebserfahrung“

Die Forderungen zur Betriebserfahrung sollten sich weitgehend aus den Ergebnissen der systematischen Sicherheitsbewertung ableiten lassen. Die Forderung zur Betriebserfahrung ist denn auch primär als eine Auswertung der jährlich durchzuführenden Sicherheitsbewertungen über den Überprüfungszeitraum zu verstehen.

4.3.2.2 Kapitel 5.2.2 „Vorkommnisse“

Weil ein Kernkraftwerk gemäss Richtlinie ENSI-G07 als soziotechnisches System betrachtet wird, sind bei der Vorkommnisbearbeitung die Aspekte Mensch, Technik und Organisation und deren Wechselwirkung zu berücksichtigen. Zudem ist aufzuzeigen, wie sich die Vorkommnisse auf das Risiko auswirken.

4.3.2.3 Kapitel 5.2.3 „Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente“

Zum Thema „Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente“ gehört neben der Erfahrung mit der Kernausslegung und -überwachung der letzten 10 Jahre insbesondere die Betriebserfahrung mit neuen Brennelement- und Steuerelementtypen, falls solche im Bewertungszeitraum eingesetzt wurden. Ein Vergleich mit internationalen Erfahrungen in diesem Bereich ist angezeigt.

Zu Bst. f: Bezüglich Fertigung von Brenn- und Steuerelementen sind vor allem der Prozess der Qualitätssicherung und die Erfahrungen mit den Herstellern zu behandeln.

4.3.2.4 Kapitel 5.2.4 „Strahlenschutz“

Zu Bst. a: Die Erfahrungen mit Prozessen im Bereich Strahlenschutz betreffen die im werkeigenen Managementsystem vorhandenen Vorgaben zum Strahlenschutz.

Zu Bst. b: Die Anforderungen an kontrollierte Zonen und Überwachungsbereiche gemäss StSV sowie Richtlinie HSK-R-07 sind zu berücksichtigen. Insbesondere sind darzulegen:

- Barrieren zwischen potenziell radioaktivitätsführenden und inaktiven Systemen
- Rückhaltesysteme in den Abluft-, Abgas- und Abwassersystemen
Darunter fallen z. B. die Ergebnisse der Filterkontrollen und die Wirksamkeit von Verzögerungstrecken.
- Abschirmungen, Absperrungen höherer Gebietstypen und das Schliesskonzept
- besondere Schutzmittel, wie Schutzanzüge und Atemschutz

Zu Bst. c: Massnahmen zur Verhinderung vermeidbarer Aktivierungen in der Anlage ausserhalb des Reaktorkerns sind beispielsweise:

- Minimierung von leicht aktivierbarem Material, welches Kontakt mit Primärkühlmittel hat oder im Reaktor eingesetzt wird
- Verwendung von B-10-angereichertem Bor, Zn-64-abgereichertem Zink, Li-7-angereichertem Lithium etc.
- Glätten und Passivieren der Oberflächen

- Eliminierung von schlecht durchströmten Aussparungen im Primärsystem
- Minimierung der Korrosion innerhalb des Primärkühlmittelkreislaufs durch Kontrolle der Wasserchemie
- ständige Reinigung des Reaktorwassers zur Eliminierung von Korrosionsprodukten
- Reinigung der neuen Brennelemente sowie aller Werkzeuge und Materialien, welche Kontakt mit Primärkühlmittel haben können
- Verhaltensgebote bei geöffnetem Primärkühlmittelkreislauf und bei Arbeiten an Reaktor- und Brennelementbecken zur Verhinderung des Fremdkörpereintrags
- Anwendung der Chemikalien-Verbotsliste

Massnahmen zur Reduktion von radioaktiven Quellen und Kontaminationen in der Anlage sind beispielsweise:

- Dekontamination von Raumboflächen, Systemen, Komponenten und Werkzeug
- Betrieb von Filtern und anderen Rückhalteeinrichtungen
- Raumlufwechsel und Abgasreinigung
- Sammlung, Trennung, Verpackung und sichere Lagerung von radioaktiven Materialien und Abfällen
- Endkonditionierung und Zwischenlagerung von Abfällen

4.3.2.5 Kapitel 5.2.5 „Wasserchemie“

Der Einfluss der Wasserchemie auf die radiologische Situation in der Anlage ist darzulegen. Zu den Abläufen im Labor sind folgende Angaben zu machen:

- Information zum Laborhandbuch sowie dessen Aktualisierung, zu Datensicherung, Datenverwaltung, Prüfung, Freigabe und zur Weitergabe von Daten
- Analysetechniken und Modalitäten der Probenahme (Häufigkeit, Vermeidung von Querkontaminationen etc.)
- Qualitätskontrolle im Labor (Eingangskontrolle, Beschaffungsprozesse, Lagerung, Beschriftung, Zulassungsverfahren, Datenblätter zu den zugelassenen Chemikalien)
- Vorgehensweise bei Eichung, Kalibrierung und Wartung von Laborgeräten sowie Teilnahme an Ringversuchen eingeschlossen deren Ergebnisse

4.3.2.6 Kapitel 5.2.6 „Umgebungsüberwachung“

Die „Umgebungsüberwachung“ ist für jedes Kernkraftwerk im „Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung“ geregelt. Das Messprogramm, welches die Messorte sowie die Zuständigkeiten für die Probenerhebung und Messung in der Kraftwerks Umgebung festlegt, ist Bestandteil dieses Reglements und wird von BAG und ENSI gemeinsam erstellt respektive an neue Bedürfnisse angepasst. Obwohl der Betreiber gemäss diesem Messprogramm nur für einen kleinen Teil der Umgebungsüberwachung selbst zuständig ist, muss er die Auswirkungen seiner Emissionen auf die Umgebung und die Zweckmässigkeit des Umgebungsüberwachungsprogramms im Rahmen der PSÜ darlegen und bewerten und gegebenenfalls geeignete Massnahmen vorschlagen.

4.3.2.7 Kapitel 5.2.7 „Radioaktive Abfälle, abgebrannte Brennelemente und Transporte“

Zum Thema „Radioaktive Abfälle, abgebrannte Brennelemente und Transporte“ sind folgende Erläuterungen zu beachten:

- Bei der Bewertung der Transportfähigkeit der endkonditionierten Abfallgebinde und abgebrannten Brennelemente sind insbesondere mögliche Um- oder Nachkonditionierungsmassnahmen beziehungsweise die Verfügbarkeit eventueller Zusatzverpackungen im Hinblick auf den vorgesehenen Zeitpunkt des Transportes anzusprechen. Wenn bei zulassungspflichtigen Versandstücken – insbesondere bei eingelagerten, beladenen T/L-Behältern – die verkehrsrechtliche Zulassung erloschen ist und auf deren Erneuerung verzichtet wird, hat der Behältereigentümer die Transportfähigkeit auf der Basis aktualisierter Sicherheitsberichte zu bewerten. Dabei sind die aktuellen und anwendbaren verkehrs- und gefahrgutsrechtlichen Vorschriften sowie die ursprüngliche Auslegungsdauer, insbesondere im Hinblick auf Alterungseffekte bei den eingesetzten Materialien und nachträglich festgestellte Abweichungen oder durchgeführte Änderungen zu berücksichtigen.
- Die Lagerfähigkeit von T/L-Behältern ist auf der Basis aktualisierter Sicherheitsberichte zu bewerten. Dabei sind neben den aktuellen Lagerkriterien insbesondere die Integrität der Brennelemente, die vorgesehene Einsatzdauer der T/L-Behälter, Alterungseffekte bei den eingesetzten Materialien sowie eventuelle nachträglich festgestellte Abweichungen und durchgeführte Änderungen zu berücksichtigen. Diese Bewertung ist durch den Eigentümer des Behälters vorzunehmen, unabhängig davon, wo er zwischengelagert ist.
- Abgebrannte sowie defekte Brennelemente und Brennstäbe müssen grundsätzlich transportfähig sein. Im Hinblick auf das voraussichtliche Ent-

sorgungskonzept ist die Verfügbarkeit geeigneter Transportbehälter beziehungsweise Lagerbehälter zu bewerten.

- Die Integrität des Gesamtsystems „Brennelement/Lagergestell“ ist zu bewerten. Dazu gehören u. a. die Brennelement-Geometrie (z. B. Verzug und Abmessungen), der Zustand und die Funktionstauglichkeit der Brennelement-Strukturbauteile (insbesondere der Lastanschlagpunkte), der Zustand der Brennstab-Hüllrohre (z. B. Dichtheit und Korrosionsbefall) sowie der Zustand der Lagergestelle, in denen die abgebrannten Brennelemente gelagert werden. Die Integrität von Behältnissen mit einzelnen (defekten) Brennstäben oder Brennstabsegmenten ist sinngemäss zu bewerten.

4.3.3 Kapitel 5.3 „Sicherheitsrelevante Anlagenteile“

Die Betriebserfahrung mit sicherheitstechnisch klassierten und unklassierten SSK geben wichtige Hinweise auf deren Zuverlässigkeit. Die Auswertung und Bewertung der periodischen Prüfungen an sicherheitstechnisch klassierten SSK geben Hinweise, ob Umfang und Periodizität aus sicherheitstechnischer Sicht korrekt sind. Wie zum Thema „Betriebsführung und Betriebsverhalten“ sollen auch hier die Ergebnisse der systematischen Sicherheitsbewertungen soweit möglich und sinnvoll berücksichtigt werden.

Zu prüfen und sicherzustellen ist zudem, dass die Dokumentation der SSK korrekt ist und deren aktuellen Zustand widerspiegelt. Änderungen in der Dokumentation sind nachvollziehbar zu dokumentieren.

4.3.4 Kapitel 5.4 „Alterungsüberwachung“

Die Alterungsüberwachung ist eine zentrale Aufgabe des Betreibers, insbesondere im Hinblick auf den Langzeitbetrieb. Es ist für die Sicherheit wichtig zu wissen, zu welchem Zeitpunkt Baustrukturen sowie mechanische und elektrische Ausrüstungen als Folge von Alterungseffekten ihre zulässigen Einsatzgrenzen erreichen. Nur so kann rechtzeitig ein Ersatz oder eine Instandsetzung einer betroffenen SSK sichergestellt werden. Für Komponenten, die nicht oder nur sehr schwer austauschbar sind, kann deren Alterungsprozess die zulässige Betriebsdauer des Kernkraftwerks bestimmen (siehe Kap. 4.3.8).

Neben der physikalischen Alterung ist die technologische Alterung für die Sicherheit eines Kernkraftwerks von grosser Bedeutung. Insbesondere im Bereich der Leittechnik kann der Hersteller unter Umständen nach relativ kurzer Zeit die Ersatzteile für qualifizierte Komponenten und technisches Know-How nicht mehr gewährleisten. Deshalb ist im Rahmen der PSÜ darzulegen, wie der Betreiber mit dem Aspekt der technologischen Alterung umgeht und wie seine Ersatzstrategie für davon betroffene SSK aussieht.

4.3.5 Kapitel 5.5 „Sicherheitsanalysen“

Mit Sicherheitsanalysen wird umfassend überprüft, ob die Anlage den Belastungen durch Betrieb sowie interne und externe Einwirkungen sicher standhält und die grundlegenden Schutzziele eingehalten werden. Eine wichtige Voraussetzung ist die Berücksichtigung der aktuellen Gefährdungen. Im Rahmen der PSÜ ist deshalb die Aktualität der Gefährdungsannahmen zu überprüfen. Die Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) gibt die zu berücksichtigenden Gefährdungen vor. Die Richtlinie ENSI-A05 regelt das Vorgehen zur Bestimmung der Gefährdungen.

Mit den Sicherheitsanalysen ist nachzuweisen, dass die gesetzlichen Dosisgrenzwerte in der Umgebung der Anlage nicht verletzt werden. Für Lager mit abgebrannten Brennelementen und entsorgungspflichtigen radioaktiven Abfällen ist dabei für den Störfall „Flugzeugabsturz“ nachzuweisen, dass für nichtberuflich strahlenexponierte Personen die Dosis höchstens 100 mSv beträgt (Richtlinie ENSI-G04).

4.3.6 Kapitel 5.6 „Organisation und Personal“

Die Sicherheit einer Kernanlage hängt nicht allein von deren technischer Ausführung ab, sondern ebenso sehr vom Verhalten der Menschen, welche die Anlage betreiben. Die Mitarbeitenden eines Kernkraftwerks sind zudem in einer Organisation eingebunden, deren Kultur ihre Arbeit und damit auch die Sicherheit des Kernkraftwerks massgeblich beeinflusst. Im Wissen um die Bedeutung des Personals, der Organisation und der Sicherheitskultur des Betreibers für die nukleare Sicherheit, hat das ENSI Anforderungen für diese Bereiche in der Richtlinie ENSI-G07 festgehalten.

Die Organisation des Bewilligungsinhabers und seine Sicherheitskultur beeinflussen die Arbeit und das Verhalten der Betriebsorganisation und der Mitarbeitenden im Kernkraftwerk wesentlich. Im Rahmen der PSÜ sind deshalb Zusammenarbeit und Einfluss des Bewilligungsinhabers auf die Betriebsorganisation darzulegen und zu bewerten.

Der Aufbau der Betriebsorganisation, die Verantwortlichkeiten und die Aufgaben der verschiedenen organisatorischen Einheiten, Fachgruppen und Kommissionen und deren Kommunikation untereinander beeinflussen die Sicherheit des Kernkraftwerksbetriebs wesentlich. Im Rahmen der PSÜ ist darzulegen, wie sich diese Strukturen bewährt haben, welche Änderungen sich im Bewertungszeitraum aufdrängten und wie diese die Sicherheit des Kraftwerks tangierten.

Es ist insbesondere auch nachvollziehbar darzulegen, dass die verschiedenen organisatorischen Einheiten, Fachgruppen und Kommissionen mit ausreichend finanziellen und personellen Ressourcen ausgestattet sind, um ihre Aufgaben sicherheitsgerichtet zu erfüllen. Dies betrifft auch die Aufgaben der Fachgruppen, z. B. zur Umsetzung des AÜP oder zur Wahrnehmung der Aufgaben im Bereich Wasserchemie oder der probabilistischen und deterministischen Sicherheitsanalysen.

4.3.7 Kapitel 5.7 „Notfallvorsorge und -management“

Zur Begrenzung der radiologischen Konsequenzen eines schweren Unfalls mit Kernbeschädigung sind ausserhalb der Anlage umfassende Notfallmassnahmen zum Schutz der Bevölkerung in der Umgebung der Kernkraftwerke notwendig. Diese Massnahmen werden der 5. Sicherheitsebene der gestaffelten Sicherheitsvorsorge zugeordnet. Es ist wichtig, dass diese Massnahmen vorbereitet werden, damit im unwahrscheinlichen Ereignisfall darauf zurückgegriffen werden kann. Im Rahmen der PSÜ sind deshalb diese vorbereiteten Massnahmen im Zuständigkeitsbereich des Betreibers darzulegen und zu bewerten. Nicht zu bewerten sind die von Bund, Kanton und Gemeinden vorbereiteten Massnahmen. Diese sind ein zentraler Aspekt der Notfallvorsorge. Der Bericht „Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen“, herausgegeben von der Eidgenössischen Kommission für ABC-Schutz, gibt einen guten Überblick über diese Massnahmen. Der Bericht ist auf der ENSI-Website aufgeschaltet.

Die Kompetenz und rasche Verfügbarkeit der werksinternen Notfallorganisation ist im Ernstfall entscheidend, um einen Störfall so rasch wie möglich zu beherrschen und die Anlage in einen sicheren Zustand überzuführen. Die Kompetenz und Verfügbarkeit der Notfallorganisation ist im Rahmen der PSÜ deshalb zu bewerten.

Die Notfallvorbereitung beruht wesentlich auf postulierten Notfallabläufen. Es ist daher wichtig, dass diese so vollständig wie möglich sind.

4.3.8 Kapitel 5.8 „Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb“

Für Kernkraftwerke, die länger als 40 Jahre betrieben werden sollen, ist rechtzeitig ein umfassender Sicherheitsnachweis für den Zeitbereich über 40 Betriebsjahre hinaus zu erbringen. Dieser Nachweis ist mindestens alle 10 Jahre zu aktualisieren und soll deshalb im Rahmen einer PSÜ erbracht werden. Der Prognosezeitraum muss so gewählt werden, dass die ausgewiesenen Sicherheitsmargen einen sicheren Betrieb bis zur nächsten Aktualisierung des Sicherheitsnachweises für den Langzeitbetrieb gewährleisten.

Wie bereits in Kapitel 4.3.4 erwähnt, gibt es Grosskomponenten, deren Ersatz nicht wirtschaftlich möglich ist. Zudem wäre z. B. der Ersatz eines Reaktordruckbehälters rahmenbewilligungspflichtig (Art. 65 Abs. 1 Bst b KEG). Aus diesen Gründen ist für ausgewählte Grosskomponenten aufzuzeigen, dass deren Auslegungsgrenzen auch bei einem Langzeitbetrieb nicht erreicht werden. Auf in anderen Kapiteln der PSÜ zu diesem Thema gemachte Angaben soll im Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb verwiesen werden. Diese sind zusammenfassend nochmals darzulegen. Zudem sind für diese Grosskomponenten prospektive Sicherheitsanalysen durchzuführen unter Berücksichtigung des aktuellen Stands von Wissenschaft und Technik.

Mit dem Nachrüstungskonzept soll der Betreiber darlegen, welche Massnahmen er ergreift, um einen sicheren Betrieb seiner Anlage auch über 40 Jahre hinaus zu gewährleisten. Um seine Anlage auf dem Stand der Nachrüstungstechnik zu halten, muss der Betreiber aufzei-

gen, wie seine Anlage die in Art. 7 bis 10 KEV für neue Kernkraftwerke verlangten Grundsätze zur nuklearen Sicherheit und Sicherung erfüllt. Für die in der Schweiz in Betrieb stehenden Kernkraftwerke sind diese Auslegungsgrundsätze unter Beachtung der Angemessenheit gemäss Art. 82 KEV umzusetzen. Aus dieser Überprüfung hat der Betreiber Massnahmen abzuleiten, die Abweichungen zu den Auslegungsgrundsätzen nach Art. 7, 8 und 10 KEV soweit wie möglich verringert.

Die Überprüfung der Forderungen von Art. 9 KEV (Sicherung) ist nicht Gegenstand der PSÜ. Diese erfolgt im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen.

Ein Langzeitbetrieb ist sicherheitstechnisch nur dann verantwortbar, wenn zusätzlich zur Umsetzung der notwendigen technischen Nachrüstungen auch sichergestellt ist, dass bis zur letzten Betriebsstunde für die Instandhaltung der Anlage die notwendigen, qualitätsgeprüften Ersatzteile vorhanden sind, die Qualität aller Wiederholungsprüfungen gesichert bleibt und die Anlage im Normalbetrieb und bei Störfällen von kompetenten, gut ausgebildeten Mitarbeitenden betrieben wird. Diese Aspekte des Betriebsdauermanagements sind im Rahmen der PSÜ darzulegen und zu bewerten.

4.3.9 Kapitel 5.9 „Gesamtbewertung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung“

Der Betreiber hat im Rahmen der PSÜ eine zusammenfassende Gesamtbewertung der wichtigsten Erkenntnisse und Ergebnisse seiner Analyse in einem eigenständigen Bericht zu erstellen. Es sind sowohl die einzelnen Themenbereiche zusammenfassend zu bewerten als auch die Ergebnisse der PSÜ als Gesamtes. Die Zusammenfassung soll vom Betreiber in einem öffentlich zugänglichen Dokument dargelegt werden.

Anhang: WENRA Safety Reference Levels

Reactor SRLs, Issue P, PSR (Stand Mai 2014)

Nr.	Anforderung	Abbildung im Schweizer Regelwerk
1	Objective of the periodic safety review	
1.1	The licensee shall have the prime responsibility for performing the Periodic Safety Review.	Art. 22 Abs. 1 und Abs. 2 Bst. d KEG ENSI-A03, Kapitel 4.1
1.2	The review shall confirm the compliance of the plant with its licensing basis and any deviations shall be resolved.	ENSI-A03, Kapitel 5.1.3 Bst. e. und f
1.3	The review shall identify and evaluate the safety significance of deviations from applicable current safety standards and internationally recognised good practices taking into account operating experience, relevant research findings, and the current state of technology.	Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG ENSI-A03, Kapitel 5.1.3 Bst. e und f
1.4	All reasonably practicable improvement measures shall be implemented by the licensee as a result of the review, in a timely manner.	Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG ENSI-A03, Kapitel 5.1.3 Bst. f und 5.9.7
1.5	An overall assessment of the safety of the plant covering the period until the next PSR shall be provided, and adequate confidence in plant safety for continued operation demonstrated, based on the results of the review in each area. This assessment shall highlight any issues that might limit the future safe operation of the plant and explain how they will be managed.	ENSI-A03, Kapitel 5.8 und 5.9.7
2	Scope of the periodic safety review	
2.1	The review shall be made periodically, at least every ten years.	Art. 34 Abs. 1 KEV ENSI-A03, Kapitel 2

<p>2.2 The scope of the review shall be clearly defined and justified. The scope shall be as comprehensive as reasonably practical with regard to significant safety aspects of an operating plant and, as a minimum the following areas shall be covered by the review:</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) Plant design; (b) Actual condition of structures, systems and components (SSCs) important to safety; (c) Equipment qualification; (d) Ageing; (e) Deterministic safety analysis; (f) Probabilistic safety assessment; (g) Hazard analysis; (h) Safety performance; (i) Use of experience from other plants and re-search findings; (j) Organization, the management system and safety culture; (k) Procedures; (l) Human factors; (m) Emergency planning; (n) Radiological impact on the environment. 	<p>Art. 34 Abs. 2 KEV ENSI-A03, Kapitel 5</p>
<p>3 Methodology of the periodic safety review</p>	
<p>3.1 The review shall use an up to date, systematic, and documented methodology, taking into account deterministic as well as probabilistic assessments.</p>	<p>Art. 34 Abs. 2 KEV ENSI-A03, Kapitel 4 und 5, insbesondere 5.5</p>
<p>3.2 Each area shall be reviewed and the findings compared to the licensing requirements as well as to current safety standards and practices. The safety significance of all findings shall be evaluated using an appropriate approach. A global assessment shall consider all findings (positive and negative) and their cumulative effect on safety, and shall identify what safety improvements are reasonably practicable.</p>	<p>ENSI-A03, Kapitel 5, insbesondere 5.1.3 Bst. e und f</p>

SRLs for Waste and Spent Fuel Storage, Issue 4.2, Periodic safety review (Stand Februar 2011)

Nr.	Anforderung	Abbildung im Schweizer Regelwerk
S-59	The licensee shall carry out at regular intervals a review of the safety of the facility (PSR). The review shall be made periodically, at a frequency which shall be established by the national regulatory framework (e. g. every ten years).	Art. 34 Abs. 1 KEV ENSI-A03, Kapitel 2
S-60	The scope and methodology of the PSR shall be clearly defined and justified. The PSR shall confirm the compliance with the licensing requirements. It shall also identify and evaluate the safety significance of differences from applicable current safety standards and good practices and take into account the cumulative effects of changes to procedures, modifications to the facility and the operating organization, technical developments, operational experience accumulated and ageing of SSCs. It shall include consideration of the acceptance criteria for waste and spent fuel packages and unpackaged spent fuel elements and any deviation from these criteria during storage.	Art. 34 Abs. 2 KEV ENSI-A03, Kapitel 4 und 5, insbesondere 5.2.7
S-61	The results of the PSR shall be documented. All reasonably practicable improvement measures shall be subject to an action plan.	ENSI-A03, Kapitel 4.2 Bst. b und 5.9.7 Bst. b