

## EINSCHREIBEN

Eidgenössisches  
Nuklearsicherheits-Inspektorat ENSI  
Industriestrasse 19  
CH-5200 Brugg

Markus Kühni  
Fichtenweg 21  
3012 Bern  
+41 79 294 03 31  
mailto:markus@zBaern.ch

Bern, 14. 12. 2011

### Rechtsirrtum von Herrn Dr. Georg Schwarz zur Richtlinie HSK-R-48

Sehr geehrte Damen und Herren

Am Rande der Verhandlung vor dem Bundesverwaltungsgericht in Bern, hatte ich gestern die Gelegenheit mit Herrn Dr. Georg Schwarz über einige Rechtsfragen mit Bezug auf meinen „Brief vom 26.9.2011 an ENSI-Rat und KNS“ zu sprechen. Er war es ja auch, der das Memo vom 30.9.2011<sup>1</sup> z.H. des ENSI-Rates unterzeichnete, welches mir als erste Stellungnahme der ENSI-GL in Beilage zugesendet wurde.

Spezifisch ging es bei unserem Gespräch um die Kernfrage, ob das Anrechnen von mobilen Pumpen im deterministischen Hochwassernachweis von KKM, allgemeiner gesagt ob das Kreditieren von sicherheitstechnisch unklassierter Ausrüstung in der deterministischen Störfallanalyse<sup>2</sup> bei alten AKW erlaubt sei. Nach meiner Meinung ist dies national und international nicht erlaubt.

Herr Schwarz hat daraufhin nochmals betont, ich sei im Irrtum und man habe mir das ja mitgeteilt.

Ich habe Herrn Schwarz daran erinnert, dass das KKM letztes Jahr auch seine PSÜ 2010 einreichte und dass diese aktuell beim ENSI in Prüfung sei. Weiter enthalte die PSÜ gemäss der Richtlinie HSK-R-48<sup>3</sup> zwingend eine deterministische Sicherheitsstatusanalyse. Nun sei aber in der HSK-R-48 ebenfalls zwingend geregelt, dass nur sicherheitstechnisch klassierte Einrichtungen für den Nachweis zulässig seien. Es sei nicht einsichtig warum für einen Nachweis nach Ausserbetriebnahmeverordnung geringere Standards gelten sollten.

Herr Schwarz hat sofort eingewendet, das stimme nicht. So etwas stehe nicht in der HSK-R-48.

---

<sup>1</sup> Memo von Georg Schwarz an den ENSI-Rat am 30. September 2011 (siehe Beilagen)

<sup>2</sup> Anmerkung: wir sprechen hier von Auslegungsstörfällen und nicht von auslegungsüberschreitenden Störfällen, wo Accident Management und der Einsatz von unqualifizierter Ausrüstung wiederum zulässig wäre. Siehe auch Definitionen gemäss Art. 1 und Abgrenzung gemäss Art. 2, Abs. 3 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2)

<sup>3</sup> Richtlinie für schweizerische Kernanlagen, HSK-R-48/d, November 2001

Gerne möchte ich nun Herrn Schwarz aktenkundig auf seinen entscheidenden Rechtsirrtum hinweisen. Ich verweise auf Kapitel 5.4, Unterkapitel „Deterministische Sicherheitsstatusanalyse“, den Begriff „Sicherheitseinrichtungen“, die Fussnote 2 und die dort referenzierte Begriffsdefinition in Kapitel 8, welche Schwarz auf Weiss lautet:

*Unter Sicherheitseinrichtungen werden Bauwerke sowie Systeme und Komponenten verstanden, die gemäss den Richtlinien HSK-R-04/d und HSK-R-06/d der Bauklasse BK1 sowie den Sicherheitsklassen SK 1 bis 3 und 1E zugeordnet sind.*

Ich führe sogleich an, dass die Richtlinie ENSI-G-01<sup>4</sup> gemäss Erläuterungsbericht ausdrücklich Nachfolgerin der HSK-R-06 sei und zudem weitgehend mit dieser übereinstimme<sup>5</sup>. Des Weiteren ist die ENSI-G-01, entgegen der Aussage des ebenfalls anwesenden Herrn Dr. Peter Flury (die allerdings von Herrn Schwarz umgehend korrigiert wurde), ausdrücklich und ausschliesslich für *bestehende* Kernkraftwerke gültig<sup>6</sup>.

Es ist augenscheinlich, dass Methodik und Randbedingungen einer deterministischen Störfallanalyse *konsistent* angewendet werden müssen. Ob diese nun durch Befunde gemäss der Ausserbetriebnahmeverordnung ausgelöst wird (wie im vorliegenden Fall)<sup>7</sup>, oder anlässlich von Bewilligungen, Freigaben, Anlageänderungen, neuer Gefährdungsannahmen oder der PSÜ, darf keine Rolle spielen<sup>8</sup>. Schliesslich gilt das grundlegende Sicherheitsziel gemäss Strahlenschutzverordnung Art. 94 andauernd.

Ich möchte auch noch anmerken, dass gerade die HSK-R-48 auf Seite 6, erster Absatz mit dem Begriff „ausführungsunabhängige Anforderungen“ die klare Abgrenzung vornimmt, welche Anforderungen an alte Kraftwerke gestellt werden und welche eben nicht. Die Betreiber erhalten damit genügend „sicherheitstechnische Nachsicht“ gegenüber der veralteten Ausrüstung ihrer Anlagen.

Ich stelle also fest, dass sich die Anforderungen und Begriffsdefinitionen aus der HSK-R-48 (mangels präziser Definition in der Richtlinie ENSI-A-01<sup>9</sup>) auf die anderen Anwendungen der deterministischen Störfallanalyse übertragen lassen. Es sei im Überfluss noch angemerkt, dass ich die Sachlage gerne auch noch auf vier weitere Arten beweise (nötigenfalls auch gerichtlich).

---

<sup>4</sup> Richtlinie für die schweizerischen Kernkraftwerke, ENSI-G01/d, Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke

<sup>5</sup> Richtlinie ENSI-G01/d Erläuterungsbericht, Januar 2011, S. 1 „Sie stimmen weitgehend mit den Anforderungen an die sicherheitstechnische Klassierung, die bisher in den zu ersetzenden Richtlinien HSK-R-06, HSK-R-04 und HSK-R-30 festgelegt sind, überein.“

<sup>6</sup> Das steht schon so im Namen und wird Kap. 2 so festgehalten.

<sup>7</sup> Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5); etwa wie im vorliegenden Fall wegen Art. 2, Abs. 1, Buchstabe c bzw. den Fukushima Daiichi INES-7 Ereignissen und Befunden

<sup>8</sup> Die konsistente, teilweise inkrementelle Anwendung der Störfallanalyse wird denn auch in einem Atemzug beschrieben in Richtlinie ENSI-A01/d, Erläuterungsbericht, Juli 2009, Kap. 1.2: „Der Nachweis des ausreichenden Schutzes gegen Störfälle ist mittels einer Störfallanalyse zu erbringen (Art. 2 Abs. 1 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen). Störfallanalysen sind im Rahmen von Bewilligungen und von Freigaben für Kernanlagen (Anhang 4 KEV) einzureichen. Ihre Aktualität ist nach der Betriebsaufnahme bei Anlageänderungen, bei Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ), bei neuen Gefährdungsannahmen (Art. 13 Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen) sowie bei der Umsetzung von Betriebserfahrungen und bei Änderungen des Standes von Wissenschaft und Technik (SWT) zu überprüfen und zu bewerten (Art. 33 ff. KEV).“

<sup>9</sup> Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen, ENSI-A01, Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse, Juli 2009, Kap. 4.4.2 ist sehr undeutlich formuliert, jedoch via Erläuterungsbericht leicht in meinem Sinne auszulegen

Schliesslich möchte ich auch noch ein letztes Mal versuchen, die Diskussion auf den gesunden Menschenverstand zurückzuführen: Wenn Sie die *Umgehung* der sicherheitstechnischen Klassierung *in der deterministischen Störfallanalyse* und *innerhalb der Auslegung* erlauben, dann werfen Sie nicht nur sämtliche Qualitätsrichtlinien (Auslegung, Material, Fabrikation, Montage, Instandhaltung, Prüfung, Dokumentation, etc.)<sup>10</sup> und die Alterungsüberwachung<sup>11</sup> über Bord. Sie entziehen die fragliche Ausrüstung auch gleich noch dauerhaft Ihrer Aufsicht<sup>12</sup>. Wenn ich AKW-Betreiber wäre<sup>13</sup>, würde ich fortan ausschliesslich Nachrüstungen ausserhalb der sicherheitstechnischen Klassierung vornehmen, sie wird ja von Ihnen trotzdem voll angerechnet.

Ich fordere Sie im eigenen Interesse auf, endlich Ihren schweren Irrtum einzusehen und unverzüglich die erforderlichen Konsequenzen zu ziehen. Natürlich fordere ich ebenfalls eine umfassende Richtigstellung und Entschuldigung auf Ihrer Homepage.

Dieser Brief dient einzig der Dokumentation des vorliegenden Rechtsirrtums von Herrn Dr. Georg Schwarz. Ich erhoffe mir damit eine rasche Korrektur des Sachverhalts. Ich ziehe damit in keiner Weise meine laufenden Begehren um Rechtsmittelbelehrung etc. zurück. Es sei auch angemerkt, dass diverse weitere (auch neue) Feststellungen aus Ihrer Stellungnahme vom 3.11.2011 richtigzustellen sind. Vielleicht sollten Sie den gesamten Sachverhalt einmal *unabhängig* prüfen lassen.

Freundliche Grüsse,

Markus Kühni  
Dipl. Inf-Ing. ETH

Beilagen:

- Memo von Georg Schwarz an den ENSI-Rat am 30. September 2011
- Kopie der Richtlinie für schweizerische Kernanlagen, HSK-R-48/d, November 2001

---

<sup>10</sup> ENSI-G-01, integral, sowie KEV Anhang 4

<sup>11</sup> ENSI-B-01, siehe Kap. 2 „Geltungsbereich“

<sup>12</sup> Art. 40 KEV Abs. 1, Buchstabe a, ENSI-B-03, div.

<sup>13</sup> <http://de.wikipedia.org/wiki/Oxymoron>



Von: Georg Schwarz Datum: 30. September 2011  
An: ENSI-Rat CC:

Betrifft: **Brief von Markus Kuehni vom 26.9.2011 an ENSI-Rat und KNS**  
**„Das ENSI hat fundamentalste Prinzipien der Nuklearsicherheit missachtet – ENSI-Rat und KNS sind aufgefordert, vom ENSI die Korrektur der Fehler zu verlangen“**

Die vom ENSI am ersten April infolge des Unfalls von Fukushima gestellten Forderungen stellen eine Verschärfung der zu unterstellenden Gefährdungsannahmen dar. Sie gehen über die Anforderungen der internationalen Standards hinaus.

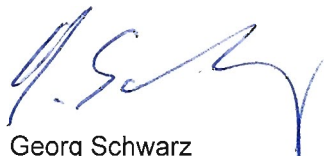
Das Risiko eines Unfalls im Kernkraftwerk Mühleberg hat sich seit Fukushima nicht erhöht. Die in den vergangenen Wochen aufgrund der verschärften Anforderungen des ENSI umgesetzten Sofortmassnahmen haben die Sicherheit weiter verbessert.

Der Autor unterliegt einem grundlegenden Irrtum: Er argumentiert mit nationalen und internationalen Regeln die nur für neu zu erstellende Kernkraftwerke gelten und fordert, dass diese unverändert auch auf das Kernkraftwerk Mühleberg anzuwenden seien. Das ist nicht zulässig.

Für bestehende Kernkraftwerke lässt das schweizerische Regelwerk die Kreditierung von vorbereiteten internen Notfallschutzmassnahmen, wie z.B. den Einsatz von Tankfahrzeugen zum Nachfüllen von Treibstoff oder die Verwendung von auf dem Areal gelagerten mobilen Pumpen für die Störfallbeherrschung zu.

Aus diesen Gründen hat das ENSI den vom Kernkraftwerk Mühleberg eingereichten Nachweis für die Beherrschung des 10'000-jährlichen Hochwassers akzeptiert und entschieden, dass das KKM mit den durchgeführten Sofortmassnahmen wieder ans Netz darf.

Für den längerfristigen Betrieb verlangt das ENSI zusätzliche Nachrüstungen um die Kühlwasserversorgung des Kernkraftwerks Mühleberg weiter zu verbessern. Da das Kernkraftwerk Mühleberg heute die gesetzlichen Grundanforderungen erfüllt, darf es während der Realisierung der Nachrüstungen weiterbetrieben werden. Ein längerfristiger Nachrüstbedarf ist kein Grund für eine sofortige Ausserbetriebnahme.



Georg Schwarz



# Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken



**Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK)  
Eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen (KSA)**

zu beziehen bei:

Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK)  
CH-5232 Villigen-HSK/Schweiz

## Verteiler

HSK: Direktor, Abteilungsleiter, Sektionschefs, Anlagekoordinatoren,  
Chef Sektion Stab, Abteilungen SAVE, BESA, SANO  
KSA: Mitglieder, Experten, Sekretariat  
KSR: Präsident  
BFE: Direktor, Abteilung ARK, Sektion KE  
BAG: Abteilung Strahlenschutz  
Suva: Bereich Physik  
Anlagen: KKB, KKM, KKG, KKL, PSI, ZWILAG  
Firmen: NOK Baden; COLENCO Power Engineering AG, Baden-Dättwil;  
ABB AG, Baden; Elektrowatt Engineering AG, Zürich;  
CCI AG, Winterthur; Basler & Hofmann, Zürich; SVTI Zürich

Bearbeitende Stellen: Sektionen PSA, MER  
KSA

Diese Richtlinie ist auch auf der HSK-Homepage <http://www.hsk.psi.ch> verfügbar

Datum	Unterschrift	Datum	Unterschrift	Datum	Unterschrift
07.12.01	K. Plüsch	10.12.01	M. Schwaiger	12.12.01	

© Datei: W:\sekr-sano\Richtlinien\v48fv48.doc









## **INHALT**

<b>1</b>	<b>Zielsetzung</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Rechtliche Grundlagen</b>	<b>1</b>
<b>3</b>	<b>Geltungsbereich</b>	<b>1</b>
<b>4</b>	<b>Einordnung der periodischen Sicherheitsüberprüfung in das Bewilligungs- und Aufsichtsverfahren</b>	<b>2</b>
<b>5</b>	<b>Grundsätze der Periodischen Sicherheitsüberprüfung</b>	<b>2</b>
	5.1 Zuständigkeiten	2
	5.2 Zeitplan	3
	5.3 Aufbau	3
	5.4 Übergeordnete Bewertungsgrundlagen und Nachweisziele	4
<b>6</b>	<b>Inhalte der Periodischen Sicherheitsüberprüfung</b>	<b>6</b>
	6.1 Darstellung des Sicherheitskonzepts	6
	6.2 Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens	7
	6.3 Deterministische Sicherheitsstatusanalyse	7
	6.3.1 Bewertung der Sicherheitseinrichtungen	7
	6.3.2 Bewertung der Störfallanalysen	8
	6.4 Probabilistische Sicherheitsanalyse	8
	6.5 Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus	9
<b>7</b>	<b>Beurteilung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung durch die HSK</b>	<b>10</b>
<b>8</b>	<b>Begriffsbestimmungen</b>	<b>11</b>
<b>Anhang 1:</b>	<b>Einreichungstermine für die periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ)</b>	<b>A1-1</b>
<b>Anhang 2</b>	<b>Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke</b>	<b>A2-1</b>
<b>Anhang 3</b>	<b>Auswertungsschwerpunkte der Betriebserfahrung</b>	<b>A3-1</b>
<b>Anhang 4</b>	<b>Beispiel für das Inhaltsverzeichnis einer Systembewertung</b>	<b>A4-1</b>
<b>Anhang 5</b>	<b>Schutzzielorientierte Struktur der Gesamtbewertung</b>	<b>A5-1</b>
<b>Anhang 6</b>	<b>Liste der HSK-Richtlinien und -Empfehlungen</b>	<b>A6-1</b>



## **1 Zielsetzung**

Die Richtlinien der schweizerischen Behörden für die nukleare Sicherheit legen dar, wie diese ihre gesetzlichen Aufträge konkretisieren. Den Herstellern und Betreibern von Kernanlagen soll damit aufgezeigt werden, nach welchen Kriterien die zuständigen Behörden die Gesuche beurteilen und die Aufsicht durchführen.

Diese Richtlinie legt Grundsätze und Inhalte der Periodischen Sicherheitsüberprüfung für die Kernkraftwerke in der Schweiz fest. Des Weiteren beschreibt sie die Vorgehensweise der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen als zuständige Behörde bei der Beurteilung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung.

## **2 Rechtliche Grundlagen**

Gemäss der Verordnung vom 14. März 1983 betreffend die Aufsicht über Kernanlagen ist die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) des Bundesamtes für Energie (BFE) Aufsichtsbehörde in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen in der Schweiz. Die HSK stützt sich bei der Durchführung dieser Aufsicht auf die einschlägigen Bestimmungen des Bundesgesetzes über die friedliche Verwendung der Atomenergie vom 23. Dezember 1959 (AtG) und die zugehörige Atomverordnung vom 18. Januar 1984 (AtV).

Grundlegende Anforderungen für den Schutz von Mensch und Umwelt vor ionisierenden Strahlen sind im Strahlenschutzgesetz (StSG) vom 22. März 1991 und in der Strahlenschutzverordnung (StSV) vom 22. Juni 1994 festgelegt.

Im Übereinkommen über nukleare Sicherheit (0.732.020), das am 11. Dezember 1996 in Kraft getreten ist, verpflichtet sich die Schweiz in Artikel 14 sicherzustellen, "dass umfassende und systematische Sicherheitsbewertungen sowohl vor dem Bau und der Inbetriebnahme einer Kernanlage als auch während ihrer Lebensdauer vorgenommen werden".

## **3 Geltungsbereich**

Diese Richtlinie gilt für alle in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke in der Schweiz. Sofern die HSK eine Periodische Sicherheitsüberprüfung für andere Kernanlagen (Forschungsanlagen sowie Anlagen zur Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle) verlangt, gilt diese Richtlinie sinngemäss.

## **4 Einordnung der periodischen Sicherheitsüberprüfung in das Bewilligungs- und Aufsichtsverfahren**

Die Kernkraftwerke in der Schweiz unterliegen während der Errichtung, des Betriebs und der Stilllegung der Aufsicht der HSK. Anlässlich der Erteilung der Bewilligungen zum Bau und zum Betrieb sowie zu Änderungen überprüft die HSK die Kernkraftwerke anhand detaillierter, sicherheitstechnischer Anforderungen aus dem schweizerischen und internationalen Regelwerk. Die HSK kontrolliert den Zustand des Kernkraftwerks und seine Betriebsweise auf Übereinstimmung mit rechtlichen Vorgaben, mit den Bestimmungen der Bewilligungen sowie mit den in Freigabeverfahren getroffenen behördlichen Festlegungen. Darüber hinaus prüft sie, ob neue sicherheitstechnische Erkenntnisse aus Betriebserfahrungen, Sicherheitsanalysen sowie Forschung und Entwicklung von den Betreibern der Kernkraftwerke umzusetzen sind.

Die Periodische Sicherheitsüberprüfung stellt eine Ergänzung zur laufenden Aufsichtstätigkeit der HSK dar. Sie ist, soweit die Bewilligungsbehörde nichts anderes festlegt, ab der Inbetriebnahme etwa im Abstand von 10 Jahren für jedes in Betrieb befindliche Kernkraftwerk durchzuführen. Ziel der Periodischen Sicherheitsüberprüfung ist die ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung des Kernkraftwerks. Hierbei ist einerseits die kraftwerkspezifische Betriebserfahrung der letzten 10 Jahre auszuwerten und mit relevanten Betriebserfahrungen anderer Kernkraftwerke zu vergleichen. Andererseits ist der aktuelle Zustand des Kernkraftwerks mit dem Stand von Wissenschaft und Technik zu vergleichen. Anhand dieser Vergleiche ist die Notwendigkeit von Nachrüstmassnahmen zu überprüfen.

Die HSK berücksichtigt die Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung bei Bewilligungsgesuchen (Änderungen des Kernkraftwerks, Verlängerung der befristeten Betriebsbewilligung) in ihrem Gutachten.

## **5 Grundsätze der Periodischen Sicherheitsüberprüfung**

### **5.1 Zuständigkeiten**

Für die Durchführung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung ist der Betreiber des Kernkraftwerks zuständig. Dieser hat der HSK 6 Monate vor Beginn der Sicherheitsüberprüfung ein Konzept für die Durchführung vorzulegen. Darin ist aufzuzeigen, dass die in dieser Richtlinie enthaltenen Anforderungen erfüllt werden. Des Weiteren ist der Überprüfungszeitraum<sup>1</sup> festzulegen und dem Konzept ein Projektplan anzufügen, dem die Einreichungstermine der Dokumente sowie die für die einzelnen Themenbereiche verantwortlichen Organisationseinheiten zu entnehmen sind. Die Überprüfung und deren Ergebnisse sind vom Betreiber in nachvollziehbarer Weise zu dokumentieren und der HSK zu den vorgegebenen Terminen einzureichen (vgl. Abschnitt 5.2).

---

<sup>1</sup> Siehe Kapitel 8 "Begriffsdefinitionen"

Für die Beurteilung der vom Betreiber durchgeführten Periodischen Sicherheitsüberprüfung ist die HSK zuständig. Sie legt den Einreichungstermin für die Dokumente zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung fest, soweit dieser nicht durch übergeordnete Festlegungen des atomrechtlichen Bewilligungsverfahrens definiert ist. Des Weiteren gibt sie das vom Betreiber eingereichte Konzept frei. Die HSK nutzt die Periodische Sicherheitsüberprüfung als Ergänzung und Bilanz ihrer ständigen Aufsichtstätigkeit und stellt die Ergebnisse ihrer Überprüfung in einem zusammenfassenden Bericht dar, der für die Öffentlichkeit zugänglich ist. Sie stellt notwendige Bedingungen an den weiteren Betrieb des überprüften Kernkraftwerks und überwacht im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit die frist- und sachgerechte Realisierung der hierfür erforderlichen Massnahmen.

Die Eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen (KSA) nimmt Kenntnis von den Ergebnissen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung sowie deren Beurteilung durch die HSK. Sie kann gegenüber der Bewilligungsbehörde eigene Empfehlungen aussprechen oder erstellt auf deren Verlangen eine eigene Stellungnahme.

## **5.2 Zeitplan**

Für die fünf in der Schweiz betriebenen Kernkraftwerksblöcke sind die Termine für die nächste einzureichende Periodische Sicherheitsüberprüfung im Anhang 1 dieser Richtlinie festgelegt. Die HSK wird die Prüfung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung innerhalb von zwei Jahren nach Einreichung durchführen.

## **5.3 Aufbau**

Der Aufbau der Periodischen Sicherheitsüberprüfung soll sich am bestehenden Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke anlehnen, das auf vier hintereinander gestaffelten Sicherheitsebenen beruht. Das Sicherheitskonzept ist dadurch charakterisiert, dass für jede Sicherheitsebene präventiv wirkende Massnahmen getroffen sind. Ausgehend von den Massnahmen für einen zuverlässigen Normalbetrieb (Sicherheitsebene 1) existieren Massnahmen zur Verhinderung von Betriebsstörungen (Sicherheitsebene 2) und zur Beherrschung von Zwischenfällen und Unfällen (Sicherheitsebene 3). Des Weiteren gibt es Massnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen schwerer Unfälle (Sicherheitsebene 4).

Der Anhang 2 dieser Richtlinie gibt einen Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke. Neben den technischen Massnahmen hängt die Sicherheit des Kernkraftwerks entscheidend von der Ausbildung und dem Sicherheitsbewusstsein des Betriebspersonals sowie den organisatorischen Massnahmen und deren Wechselwirkung ab. Die in Kapitel 4 für die Periodische Sicherheitsüberprüfung genannte Zielsetzung der ganzheitlichen sicherheitstechnischen Beurteilung eines Kernkraftwerks beinhaltet die Überprüfung aller Sicherheitsebenen. Entsprechend der Zuordnung im Anhang 2 leiten sich hieraus folgende Teilbereiche der Periodischen Sicherheitsüberprüfung ab:

- Darstellung des Sicherheitskonzepts,
- Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens,
- Deterministische Sicherheitsstatusanalyse,
- Probabilistische Sicherheitsanalyse.

Die Ergebnisse der einzelnen Teilbereiche sind im Rahmen der Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus des Kernkraftwerks zusammenzuführen. Hierbei liegt der Schwerpunkt auf der schutzzielorientierten Bewertung, indem aufgezeigt wird, dass die Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluss der radioaktiven Stoffe,
- Begrenzung der Strahlenexposition,

im Normalbetrieb sowie bei Auslegungsstörfällen eingehalten werden. Ausgehend von diesem Aufbau werden in Kapitel 6 die Inhalte der Periodischen Sicherheitsüberprüfung konkretisiert.

Diese Richtlinie enthält keine Vorgaben bezüglich der Bewertung der Sicherung des Kernkraftwerks. Die im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung dargestellte und bewertete sicherheitstechnische Bedeutung von Gebäuden, Systemen und Komponenten stellt die Grundlage für deren Zuordnung zu Sicherungszonen dar (vgl. Richtlinie HSK-R-49). Anforderungen an die Ausgestaltung der Sicherungsmassnahmen leiten sich aus dieser Zuordnung ab. Zuständige Behörde für die Sicherung von Kernanlagen ist die Sektion Kernenergie des BFE.

#### **5.4 Übergeordnete Bewertungsgrundlagen und Nachweisziele**

Die Bewertungsgrundlagen für die Periodische Sicherheitsüberprüfung sind Erfahrung und Stand von Wissenschaft und Technik (StSG Art. 9). Damit ist der aktuelle Zustand des Kernkraftwerks der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik gegenüberzustellen. Unabhängig von diesen Bewertungsgrundlagen sind die von der Bundesversammlung, vom Bundesrat bzw. von den Departementen verabschiedeten Gesetze und Verordnungen einzuhalten. Der Begriff "Stand von Wissenschaft und Technik" ist im Kapitel 8 dieser Richtlinie für die Durchführung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung präzisiert. Anforderungen aus internationalen Regelwerken und Veröffentlichungen sind für die Themenbereiche heranzuziehen, die nicht durch schweizerische Richtlinien, Normen und Vorschriften abgedeckt sind. Als Bewertungsgrundlage dienen alle Richtlinien, Normen und Vorschriften, die vor dem Bewertungsstichtag der Periodischen Sicherheitsüberprüfung in Kraft getreten sind.

Für die zuvor in Kapitel 5.3 genannten, bewertenden Teilbereiche der Periodischen Sicherheitsüberprüfung gelten folgende Nachweisziele:

##### **Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens**

Nachweisziel ist,

- dass der Sicherheit Priorität unter allen betrieblichen Zielsetzungen eingeräumt wird,
- dass die Überwachung und Prüfung eine vorausschauende Erkennung von Schwachstellen ermöglicht,

- dass die aus dem Normalbetrieb und aus Betriebsstörungen resultierende Strahlenexposition die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte nicht überschreitet,
- dass durch das Zusammenspiel der organisatorischen und technischen Massnahmen dem Optimierungsgrundsatz beim Strahlenschutz gefolgt wird,
- dass durch das Zusammenspiel der organisatorischen und technischen Massnahmen die aus Normalbetrieb und Betriebsstörungen resultierenden mechanischen und thermischen Beanspruchungen des Kernkraftwerks so begrenzt bleiben, dass ein sicherer Betrieb gewährleistet bleibt,
- dass Zwischenfälle und Unfälle vermieden werden.

### **Deterministische Sicherheitsstatusanalyse**

Nachweisziel ist, dass ein für das Kernkraftwerk abdeckendes Spektrum von Auslegungstörfällen durch die Sicherheitseinrichtungen<sup>2</sup> unter konservativen Randbedingungen (z.B. ungünstigster Ausgangszustand, Zusatz- und Folgeausfälle) so beherrscht wird, dass

- die durch Zwischenfälle und Unfälle verursachte Strahlenexposition die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte nicht überschreitet,
- die durch Zwischenfälle und Unfälle verursachten Beanspruchungen der Sicherheitseinrichtungen einen Sicherheitsabstand zur Versagensgrenze aufweisen.

### **Probabilistische Sicherheitsanalyse**

Nachweisziel ist, dass

- bei auslegungsüberschreitenden Störfällen schwere Kernschäden durch interne Massnahmen weitgehend verhindert bzw. die Auswirkungen bei schweren Kernschäden verringert werden können,
- das Kernkraftwerk ein ausreichendes Sicherheitsniveau besitzt,
- das Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks ausgewogen ist.

Im Unterschied zu Auslegungstörfällen sind für auslegungsüberschreitende Störfälle keine Dosisgrenzwerte vorgegeben, sondern lediglich Richtwerte empfohlen.

---

<sup>2</sup> Siehe Kapitel 8 "Begriffsdefinitionen"

Entscheidend bei der Überprüfung dieser Nachweisziele ist, dass die aus der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik abgeleiteten ausführungsunabhängigen Anforderungen<sup>3</sup> (z.B. thermohydraulische und reaktorphysikalische Stabilität, räumliche Trennung, Diversität, Einzelfehlerkriterium, Zuverlässigkeit) eingehalten werden. Die in Richtlinien enthaltenen technischen Detailausführungen sind nur als Beispiele möglicher Ausführungen anzusehen. Davon abweichende technische Lösungen sind immer dann akzeptabel, wenn die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Sicherheitsfunktionen wirksam und zuverlässig ausgeführt werden.

## **6 Inhalte der Periodischen Sicherheitsüberprüfung**

### **6.1 Darstellung des Sicherheitskonzepts**

Die Darstellung des Sicherheitskonzepts des Kernkraftwerks dient dem Überblick über die Auslegungsmerkmale und die wesentlichen Elemente der Betriebsführung. Dieser Überblick sollte in Form einer Kurzbeschreibung mindestens folgende Aspekte abdecken:

- Der Auslegung zugrunde liegende Gesetze, Verordnungen, Richtlinien, Normen, Vorschriften und anderweitige Festlegungen,
- Für den Betrieb bestehende Bewilligungen und damit verbundene Auflagen sowie offene Forderungen der HSK,
- Durchgeführte wichtige organisatorische und technische Änderungen,
- Qualitätsmanagementprogramm,
- Organisation, Personal, Konzept der Vorschriften und Mensch-Maschine-Schnittstellen,
- Instandhaltungs- und Prüfverfahren, Alterungsmanagementsystem, Betriebsaufzeichnungen, Betriebsführungsinstrumente,
- Funktion, Aufbau, Anordnung und Auslegung der Bauwerke, Systeme und Komponenten, für die im Rahmen der Bewilligung die Freigabe erteilt wurde,
- Sicherheitstechnische Einstufung (Klassierung) der Bauwerke, Systeme und Komponenten,
- Brand- und Blitzschutzkonzept, Strahlenschutz- und Entsorgungskonzept, Konzept der Kernüberwachung und der Chemischen Überwachung, Notfallschutzkonzept.

Der Sicherheitsbericht des Kernkraftwerks ist das Grundlagendokument für die Darstellung des Sicherheitskonzepts. Er muss den aktuellen Zustand des Kernkraftwerks zum Bewertungsstichtag beschreiben. Sofern einige der genannten Aspekte nicht über den Sicherheitsbericht abgedeckt sind, sind andere, bereits vorhandene Dokumente einzureichen oder es sind neue Berichte zu erstellen.

---

<sup>3</sup> Siehe Kapitel 8 "Begriffsdefinitionen"



## **6.2 Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens**

Kernkraftwerke unterliegen innerhalb einer 10-Jahresperiode aufgrund des Erfahrungsrückflusses aus dem eigenen Betrieb und aus dem Betrieb anderer Kernkraftwerke sowie infolge der Anpassung an den Stand der Technik organisatorischen wie auch technischen Änderungen. Darüber hinaus treten insbesondere bei älteren Kernkraftwerken zeitabhängige Veränderungen (sog. Alterungseffekte) auf, die die Sicherheit und Verfügbarkeit beeinträchtigen können. Daher kommt der Bewertung der Betriebserfahrung hinsichtlich eines zukünftig sicheren Betriebs des Kernkraftwerks eine hohe Bedeutung zu.

Aufbauend auf dem allgemeinen Überblick über das Sicherheitskonzept (vgl. Abschnitt 6.1) ist die Betriebserfahrung der zurückliegenden 10 Jahre auszuwerten. Im Vordergrund der Auswertung steht die Betriebsführung und das Betriebsverhalten des gesamten Kernkraftwerks. Erfahrungen mit den einzelnen Sicherheitseinrichtungen sind im Rahmen der Deterministischen Sicherheitsstatusanalyse darzustellen und zu bewerten (vgl. Abschnitt 6.3). Im Anhang 3 dieser Richtlinie ist der mindestens erforderliche Auswertungsumfang der Betriebserfahrung festgehalten. Im Hinblick auf den prospektiven Charakter der Periodischen Sicherheitsüberprüfung sollte die Auswertung der Betriebserfahrung in Form von Trendanalysen durchgeführt werden.

## **6.3 Deterministische Sicherheitsstatusanalyse**

Der Schwerpunkt der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse liegt in dem Nachweis, dass ein abdeckendes Spektrum von Auslegungstörfällen durch die Sicherheitseinrichtungen des Kernkraftwerks wirksam und zuverlässig beherrscht wird, so dass die für Vorkommnisse der Ereigniskategorien Betriebsstörung, Zwischenfall und Unfall geforderten Dosisgrenzwerte (vgl. Anhang 2) jederzeit eingehalten werden. Dies bedingt neben der Überprüfung der vorliegenden Störfallanalysen auf Vollständigkeit und Aktualität auch eine Überprüfung des Qualitätszustandes und ggf. der Auslegung der Sicherheitseinrichtungen.

### **6.3.1 Bewertung der Sicherheitseinrichtungen**

Es sind alle Sicherheitseinrichtungen des Kernkraftwerks hinsichtlich ihres Zustandes, ihrer Wirksamkeit, ihrer Zuverlässigkeit und ggf. ihrer Auslegung zu bewerten. Grundlage der Bewertung sind die vorhandenen Dokumente, in denen der aktuelle Ist-Zustand der Sicherheitseinrichtungen beschrieben ist. Der Anhang 4 dieser Richtlinie enthält beispielhaft ein Inhaltsverzeichnis für eine Systembewertung. Der Umfang der im Detail zu bewertenden Einrichtungen ist dann auf Einrichtungen der Sicherheitsklasse SK4, 0E oder unklassierte Einrichtungen auszuweiten, wenn anhand der Auswertung der Betriebserfahrung des gesamten Kernkraftwerks (vgl. Abschnitt 6.2) erkennbar ist, dass der Ausfall dieser Einrichtungen häufig Ursache von Betriebsstörungen oder von Zwischenfällen war.

Der Zustand, die Wirksamkeit und die Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen ist in erster Linie anhand der zurückliegenden 10-jährigen Betriebserfahrung zu bewerten. Hierbei sind die Ergebnisse der Wiederkehrenden Prüfungen bzw. Funktionsprüfungen, die Ergebnisse der Alterungsüberwachung sowie die Erkenntnisse aus der Instandhaltung und aus

Ausfallstatistiken darzustellen und hinsichtlich der Verfügbarkeit und des Funktionserhalts der Sicherheitseinrichtungen zu bewerten.

Für die Bewertung der Ergebnisse der Alterungsüberwachung gilt der vorher genannte Bewertungszeitraum nicht. Die Ergebnisse der Alterungsüberwachung sind seit Inbetriebnahme der Sicherheitseinrichtungen darzustellen und der Stand der Alterungsüberwachung ist in die Bewertung mit einzubeziehen.

Die Auslegung der Sicherheitseinrichtungen ist zu bewerten, wenn zum einen Änderungen innerhalb der zurückliegenden 10-jährigen Betriebszeit durchgeführt wurden, die die technische Ausführung und die Einsatzbedingungen der jeweiligen Sicherheitseinrichtung betreffen. Zum anderen hat eine Bewertung zu erfolgen, wenn sich ausführungsunabhängige Anforderungen innerhalb des Bewertungszeitraumes geändert haben oder neu erhoben wurden. Sofern in naher Zukunft wesentliche Änderungen an Sicherheitseinrichtungen geplant sind, sollte auf diese hingewiesen werden.

### **6.3.2 Bewertung der Störfallanalysen**

Beim Nachweis der Beherrschung der Auslegungsstörfälle kann auf bereits vorhandene Störfallanalysen zurückgegriffen werden. Zum einen ist das analysierte Störfallspektrum zu überprüfen, inwieweit mögliche störfallauslösende Ereignisse abgedeckt sind. Hierbei sind auch die aus der Auswertung der Betriebserfahrung (vgl. Abschnitt 6.2) abgeleiteten Erkenntnisse zu berücksichtigen. Zum anderen sind die jeweiligen Störfallabläufe dahingehend zu überprüfen, inwieweit in den vorhandenen Störfallanalysen die aktuelle Auslegung des Kernkraftwerks berücksichtigt wird und ob neue Anforderungen, Erkenntnisse oder Erfahrungen vorliegen, die die Konservativität der Analyseergebnisse in Frage stellen. Sofern in der zurückliegenden 10-jährigen-Betriebszeit neue Analysen durchgeführt wurden (z.B. im Rahmen der Probabilistischen Sicherheitsanalyse), sind der Grund und die gewonnenen Erkenntnisse darzulegen.

### **6.4 Probabilistische Sicherheitsanalyse**

Die Ergebnisse der Probabilistischen Sicherheitsanalyse stellen eine wesentliche Ergänzung zur deterministischen Bewertung des Sicherheitsstatus des Kernkraftwerks dar. Zum einen kann das Sicherheitsniveau des Kernkraftwerks anhand der international anerkannten quantitativen Risikokenngrößen "Kernschadenshäufigkeit" und "Freisetzungshäufigkeit" dargestellt werden. Zum anderen kann die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts anhand einer Analyse der wesentlichen Beiträge an diesen Risikokenngrößen beurteilt werden.

Die ganzheitliche Bewertung des Sicherheitsstatus des Kernkraftwerks im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung setzt voraus, dass die Probabilistische Sicherheitsanalyse folgenden Analyseumfang aufweist:

- Analyse und Quantifizierung von Störfallabläufen im Leistungsbetrieb, die zu einem schweren Kernschaden führen können (Level 1),

- Analyse und Quantifizierung der physikalischen Phänomene nach einem Kernschaden, der Massnahmen zur Verringerung der Unfallfolgen sowie Zeitpunkt, Art und Häufigkeit möglicher Aktivitätsfreisetzungen in die Umgebung (Level 2),
- Analyse und Quantifizierung von Störfallabläufen beim An- und Abfahren sowie im Stillstand des Kernkraftwerks zu Revisionszwecken, die zu einem Brennstoffschaden<sup>4</sup> führen können.

Bei der Analyse der Störfallabläufe sind sowohl interne als auch externe auslösende Ereignisse zu berücksichtigen. Damit die Ergebnisse der einzelnen Teilbereiche der Periodischen Sicherheitsüberprüfung in der Gesamtbewertung (vgl. Abschnitt 6.5) sinnvoll zusammengeführt werden können, muss in der Probabilistischen Sicherheitsanalyse der gleiche Zustand des Kernkraftwerks modelliert werden, wie er der Deterministischen Sicherheitsstatusanalyse zugrunde liegt. Sofern erforderlich, sind die bestehenden Probabilistischen Sicherheitsanalysen im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung zu aktualisieren. Diese Aktualisierung umfasst die wesentlichen im Überprüfungszeitraum durchgeführten Änderungen sowie die in diesem Zeitraum gewonnenen Betriebserfahrungen (vgl. Abschnitt 6.2). Des Weiteren ist zu überprüfen, inwieweit neue methodische Erkenntnisse vorliegen (z.B. im Bereich der Modellierung von Operateurhandlungen), die eine Anpassung erforderlich machen.

## 6.5 Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus

Im Rahmen der Gesamtbewertung sind die Ergebnisse der in den vorhergehenden Abschnitten dargestellten Teilbereiche der Periodischen Sicherheitsüberprüfung zusammenzuführen. Die Gesamtbewertung sollte aus der Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus des Kernkraftwerks und einer vorausschauenden Bewertung des zukünftigen Sicherheitsstatus bestehen.

Die Gesamtbewertung des aktuellen Sicherheitsstatus ist in erster Linie schutzzielorientiert durchzuführen. Im Anhang 5 dieser Richtlinie ist die schutzzielorientierte Struktur der Gesamtbewertung aufgezeigt. Zur systematischen und nachvollziehbaren Darstellung der Schutzzieleinhaltung sind den Schutzzielen Sicherheitsfunktionen zugeordnet, deren Wirksamkeit und Zuverlässigkeit auf den einzelnen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts gewährleistet sein muss. Für den Nachweis der Schutzzieleinhaltung sind die Ergebnisse der Betriebsauswertung als auch der deterministischen und der probabilistischen Analyse zu berücksichtigen.

Die Massnahmen zum Aufbau der Sicherheitskultur und deren Umsetzung sowie die Aufrechterhaltung der Sicherheitskultur im Kernkraftwerk sind darzustellen. Darüber hinaus ist anhand der Ergebnisse der Betriebsauswertung und der Darstellung der Grundsätze der Betriebsführung zu bewerten, inwieweit sich in der Betriebsorganisation eine Sicherheitskultur entwickelt hat. Fremdbewertungen der Sicherheitskultur, z.B. durch OSART-Missio-

---

<sup>4</sup> Die Konsequenzen von Störfällen in diesen Anlagezuständen sind nicht direkt vergleichbar mit denen im Leistungsbetrieb.

nen, sind in die Bewertung mit einzubeziehen, sofern sie im Überprüfungszeitraum der Periodischen Sicherheitsüberprüfung stattfanden.

Die vorausschauende Bewertung des zukünftigen Sicherheitsstatus des Kernkraftwerks sollte sich auf Trenddarstellungen der Beanspruchung und der Nichtverfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen, auf Ausfallstatistiken sicherheitsrelevanter Komponententypen sowie auf Ergebnisse der Alterungsüberwachung abstützen. Darüber hinaus ist auf organisatorische und personelle Aspekte eines weiteren sicheren Betriebes einzugehen.

Die Gesamtbewertung stellt eine Beurteilung des erreichten Stands der Vorsorge durch den Betreiber des Kernkraftwerks dar. Der erreichte Stand der Vorsorge wird dadurch charakterisiert, inwieweit die aus der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik abzuleitenden, ausführungsunabhängigen Anforderungen erfüllt sind. Die Beurteilung beruht auf ausführungsunabhängigen Anforderungen, die im Überprüfungszeitraum eine Änderung erfahren haben oder neu erhoben wurden. Sofern in den bewertenden Teilbereichen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung Abweichungen zu ausführungsunabhängigen Anforderungen festgestellt wurden, ist deren sicherheitstechnische Bedeutung im Rahmen der Gesamtbewertung schutzzielorientiert zu beurteilen. Bei der Beurteilung rein deterministischer Abweichungen können die Ergebnisse der Probabilistischen Analyse herangezogen werden. Auf Basis dieser Beurteilung sind ggf. erforderliche Verbesserungsmaßnahmen vorzuschlagen.

## **7 Beurteilung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung durch die HSK**

Die HSK führt eine unabhängige Prüfung und Beurteilung der vom Betreiber des Kernkraftwerks eingereichten Dokumente zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung durch. Als Beurteilungsgrundlagen dienen Erfahrung und Stand von Wissenschaft und Technik, wie er in Kapitel 8 definiert ist. Die vom Betreiber eingereichten Dokumente werden einer ersten Grobprüfung unterzogen. Vor Beginn der Detailprüfung entscheidet die HSK, ob Rücksprachen und Fachgespräche mit dem Betreiber erforderlich sind bzw. inwieweit Einsicht in zusätzliche Dokumente zu nehmen ist.

Sofern Abweichungen von den ausführungsunabhängigen Anforderungen, die im Überprüfungszeitraum eine Änderung erfahren haben oder neu erhoben wurden, festgestellt werden, nimmt die HSK zusätzlich zu der vom Betreiber durchgeführten Bewertung eine eigene Beurteilung hinsichtlich deren sicherheitstechnischer Bedeutung vor. Aufgrund dieser Beurteilung prüft die HSK, ob Nachrüstmaßnahmen notwendig oder im Rahmen der Verhältnismässigkeit geboten sind. Die hierbei verfolgten Grundsätze und Kriterien legt die HSK in einem eigenständigen Papier fest. Die HSK verlangt gegebenenfalls entsprechende Massnahmen und nimmt Stellung zu Sicherheit und Zulässigkeit des weiteren Betriebs des Kernkraftwerks. Die aus der Prüfung resultierenden Ergebnisse werden von der HSK in einem öffentlich zugänglichen Bericht zusammengefasst.

## 8 Begriffsbestimmungen

### Stand von Wissenschaft und Technik

Unter dem Stand der Technik wird verstanden:

- Richtlinien der HSK und Festlegungen des Schweizerischen Vereins für Technische Inspektionen (SVTI),
- Allgemein gültige schweizerische Normen und Vorschriften (z.B. für Brandschutz, Blitzschutz),
- Kerntechnisches Regelwerk des Lieferlandes des Kernkraftwerks,
- Veröffentlichungen (Fundamentals, Requirements, Guides) der Internationalen Atomenergie Agentur (IAEA) und der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) sowie Empfehlungen der Eidgenössischen Kommissionen (insbesondere KSA und Kommission für Strahlenschutz und Überwachung der Radioaktivität (KSR)),
- Realisierter Stand der Technik in anderen Kernkraftwerken oder in relevanten Anlagen anderer Industriebereiche.

Unter dem Stand der Wissenschaft werden Erkenntnisse aus der Forschung verstanden, die allgemein anerkannt sind oder unabhängig überprüft wurden.

### Sicherheitseinrichtungen

Unter Sicherheitseinrichtungen werden Bauwerke sowie Systeme und Komponenten verstanden, die gemäss den Richtlinien HSK-R-04/d und HSK-R-06/d der Bauklasse BK1 sowie den Sicherheitsklassen SK 1 bis 3 und 1E zugeordnet sind.

### Sicherheitsfunktion

Unter einer Sicherheitsfunktion wird eine Funktion verstanden, die zur Einhaltung der Schutzziele erforderlich ist.

### Überprüfungszeitraum

Der Überprüfungszeitraum erstreckt sich vom Bewertungsstichtag der vorhergehenden Periodischen Sicherheitsüberprüfung bis zum Stichtag der neuen Überprüfung.

### Ausführungsunabhängige Anforderungen

Grundlegende sicherheitstechnische Anforderungen zur wirksamen und zuverlässigen Einhaltung der Schutzziele, die von speziellen technischen Lösungen unabhängig sind.



## Anhang 1

### Einreichungstermine für die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ)

<b>Kernkraftwerk</b>	<b>Nächster Einreichungstermin der PSÜ</b>
Beznau Block 1	Ende des Jahres 2002
Beznau Block 2	Ende des Jahres 2002
Mühleberg	Ende des Jahres 2005 <sup>5</sup> Ende des Jahres 2010 <sup>6</sup>
Leibstadt	Ende des Jahres 2006
Gösgen	Ende des Jahres 2008

---

<sup>5</sup> Entsprechend der Verfügung des Schweizerischen Bundesrates vom 28. Oktober 1998 bedarf es einer Aktualisierung der PSÜ-Dokumentation für eine Zwischenbewertung des Sicherheitsstatus bis Ende des Jahres 2007

<sup>6</sup> Entsprechend der Verfügung des Schweizerischen Bundesrates vom 28. Oktober 1998 ist die Betriebsbewilligung bis zum 31. Dezember 2012 befristet





## Anhang 2

### Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke

Sicherheits-ebene	Ereigniskategorien		Strahlenschutzvorsorge	Störfallhäufigkeit pro Reaktorjahr	Organisation und Einrichtungen	Sicherheitsvorkehrungen	Teilbereiche der PSÜ		
							Darstellung des Sicherheitskonzepts	Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens	Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus
1	Normalbetrieb		StSV Art. 5, 6, 7, 35, 36, 37, 102		Betriebsorganisation, Betriebsvorschriften, Betriebliche Einrichtungen (Begrenzungen)	z.B. hohe Fertigungsqualität, Qualitätssicherung, Erfahrungsauswertung, Weiterbildung, Überwachung, Prüfung, Instandhaltung, Ergonomische Gestaltung			
2	Auslegungsstörfälle	Betriebsstörung	StSV Art. 94 Abs. 2	> 1E-01	zusätzlich: Notfallorganisation, Störfall- und Notfallvorschriften, Einrichtungen zur Beherrschung von Störfällen	z.B. negativer Void- und Temperaturkoeffizient, thermohydraulische u. reaktorphysikalische Stabilität, Notfallübungen			
		Zwischenfall	StSV Art. 94 Abs. 3	1E-01 bis 1E-02					
3		Unfall	StSV Art. 94 Abs. 4	1E-02 bis 1E-04	zusätzlich: z.B. Redundanz, Diversität, räumliche Trennung, elektrische Entkopplung, Notstromversorgung, Schutz gegen interne und externe Ereignisse				
4	Auslegungsüberschreitende Störfälle	Schwerer Unfall	StSV Art. 94 Abs. 5	1E-04 bis 1E-06		zusätzlich: Einrichtungen zur Verhinderung eines schweren Kernschadens und zur Begrenzung dessen Folgen	zusätzlich: z.B. flexibler Einsatz der Einrichtungen		



## **Anhang 3**

### **Auswertungsschwerpunkte der Betriebserfahrung**

#### **Organisation und Personal**

- Festlegung und Umsetzung von Sicherheitszielen (Selbstbewertung),
- Wirksamkeit des Qualitätsmanagementsystems (interne und externe Audits),
- Freigabe- und meldepflichtige Änderungen der Betriebsorganisation,
- Betriebspersonal (z.B. Fluktuation, Arbeitsbereichwechsel, Erfahrungsstand, Überzeit),
- Aus- und Weiterbildungsprogramme für lizenziertes und übriges Personal (z.B. Qualifikationsanforderungen, Wissenserhalt, Sicherheitsbewusstsein),
- Umsetzung der Erkenntnisse aus dem eigenen Kernkraftwerk, aus anderen Kernkraftwerken sowie aus relevanten Anlagen anderer Industriebereiche (z.B. Root-Cause Analysen, Human-Factor Analysen, Übertragbarkeitsanalysen),

#### **Vorschriften**

- Eindeutigkeit und Verständlichkeit der Vorschriften,
- Freigabe- und meldepflichtige Änderungen von Vorschriften,
- Betriebsaufzeichnungen,
- Eindeutigkeit und Verständlichkeit der Informationsaufbereitung und -vermittlung ,
- Ergebnisse der Betriebsaufzeichnungen,
- Bedeutende Änderungen des Informationssystems und der Gestaltung der Mensch-Maschine-Schnittstellen,
- Wesentliche Änderungen des Simulatormodells,

#### **Vorkommnisse**

- Ursache,
- Art der Fehlererkennung,
- Einstufung und Anzahl meldepflichtiger Ereignisse,

#### **Standortfaktoren**

- Änderungen von Standortfaktoren (z.B. Seismologische Daten, Flugbewegungen, Flusswasserstände),
- Neu errichtet Industrieanlagen mit Gefährdungspotential (z.B. Gasleitungen, Tanklager),

### **System- und Komponentenverhalten**

- Sicherheits- und Performance-Indikatoren,
- Bewilligungs- und freigabepflichtige Nachrüstungen und Änderungen,
- Ausfallverhalten wichtiger Komponententypen (z.B. Pumpen, Motorarmaturen, Dieselaggregate, leit- und elektrotechnische Komponenten),
- Art, Umfang und Ergebnisse der Prüfung von Brennelementen,
- Art, Umfang und Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen und Funktionsprüfungen an maschinen-, elektro- und brandschutztechnischen Komponenten sowie an Strahlungsmessgeräten und Filtern,
- Art, Umfang und Ergebnisse der Instandhaltung (Reparatur und Ersatz) an bau-, maschinen-, elektro- und brandschutztechnischen Komponenten sowie an Strahlungsmessgeräten und Filtern,

### **Alterungsüberwachung**

- Programmumfang (bau-, maschinen-, elektro- und brandschutztechnische Komponenten),
- Alterungsmechanismen,
- Ermüdung von Systemen und Komponenten durch betriebliche und störfallbedingte Laständerungen,

### **Strahlenüberwachung**

- Dosisleistungsniveau in Systemen und Gebäuden,
- Aktivitätskonzentration in Kreisläufen und der Raumluft,
- Strahlenexposition des Betriebs- und Fremdpersonals,
- Abgabe radioaktiver Stoffe über Abluft, Abgas und Abwasser,
- Umgebungsexposition,

### **Kernüberwachung**

- Änderungen am Kernüberwachungssystem,
- Zyklusspezifische Betriebsverläufe anhand wichtiger Reaktorkerndaten wie thermische Grenzwerte, axiale und radiale Leistungsverteilung, Abbrandverteilung,

### **Überwachung der Wasserchemie im Hauptkühlmittel**

- Leitfähigkeit,
- Korrosions-, Spalt- und Aktivierungsprodukte,
- Änderungen mit Einfluss auf die Wasserchemie,

### **Radioaktive Betriebsabfälle**

- Behandlung fester, flüssiger und gasförmiger Abfälle (Abfallvolumen),
- Transportbewegungen und Kapazität der Abfallagerung,

### **Notfallplanung**

- Änderungen in der Organisation und Infrastruktur,
- Änderungen der Vorschriften,
- Erkenntnisse aus Notfallübungen (inkl. Alarmierung, Orientierung und Information für den Notfallschutz).



## **Anhang 4**

### **Beispiel für das Inhaltsverzeichnis einer Systembewertung**

#### **1. Aufgaben des Systems**

- 1.1 Sicherheitstechnische Aufgaben
- 1.2 Betriebliche Aufgaben

#### **2. Systemaufbau und räumliche Anordnung**

- 2.1 Systemschaltung
- 2.2 Versorgungseinrichtungen
- 2.3 Wichtige Komponenten
- 2.4 Räumliche Anordnung
- 2.5 Systemänderungen

#### **3. Betriebsweisen des Systems**

- 3.1 Grundstellung/Normalbetrieb
- 3.2 Störfälle
- 3.3 Anregekriterien und Schutzaktionen
- 3.4 Zusammenwirken mit anderen Systemen
- 3.5 Auslegungsüberschreitende Störfälle
- 3.6 Zugehörige Festlegungen der Technischen Spezifikation und massgebende Betriebsvorschriften (Auflistung)

#### **4. Auslegung**

- 4.1 Betriebliche Auslegung
- 4.2 Störfallbedingte Auslegung
- 4.3 Festigkeitsmässige Auslegung
- 4.4 Systemsicherung und wichtige Verriegelungen
- 4.5 Instrumentierung, Steuerung, Überwachung (inklusive radiologische Überwachung)

#### **5. Prüfung und Instandhaltung**

**6. Alterungsüberwachung**

**7. Systembewertung**

7.1 Beurteilungsgrundlagen

7.2 Bewertung der Auslegung

7.3 Bewertung des Zustandes, der Wirksamkeit und der Zuverlässigkeit

7.4 Gesamtbewertung

**8. Datenzusammenstellung (Komponentendaten)**

**9. Referenzen**



## Anhang 5

### Schutzzielorientierte Struktur der Gesamtbewertung

#### Schutzziel 1: Kontrolle der Reaktivität

- 1.1 Abschaltsicherheit
- 1.2 Kontrollierter Ablauf von Reaktivitätsstörungen
- 1.3 Kritikalitätssicherheit bei Brennelementhandhabung und -lagerung

#### Schutzziel 2: Kühlung der Brennelemente

- 2.1 Kühlmiteleinpeisung in den Reaktordruckbehälter
- 2.2 Wärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter  
(Druckabbau und Druckentlastung beim SWR, Wärmetransport über Naturumlauf oder Hauptkühlmittelpumpen und Wärmeabfuhr über Dampferzeuger beim DWR)
- 2.3 Wärmeabfuhr aus dem Containment  
(Begrenzung der Sumpfwassertemperatur beim DWR, Begrenzung der Temperatur in der Druckabbaukammer beim SWR)
- 2.4 Bereitstellung und Erhalt des Kühlmittels  
(Integrität des Sicherheitsgebäude-Sumpfes beim DWR, Integrität der Druckabbaukammer beim SWR)
- 2.5 Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken

#### Schutzziel 3: Einschluss der radioaktiven Stoffe

- 3.1 Integrität der Brennstabhüllen
- 3.2 Integrität der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems
- 3.3 Integrität von Systemen, die an die druckführende Umschliessung des Reaktorkühlsystems anschliessen und sonstiger aktivitätsführender Systeme (z.B. Schnittstelle Nachkühl- und Zwischenkühlsysteme, Schnittstelle Frischdampf- und Speisewassersystem, Abgasreinigungsanlage)
- 3.4 Integrität des Containments
- 3.5 Integrität sonstiger Bauwerke und Gebäudeteile, in denen radioaktive Stoffe behandelt und gelagert werden (z.B. Hilfsanlagengebäude, Heisse Werkstatt)

**Schutzziel 4: Begrenzung der Strahlenexposition**

- 4.1 Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und Aktivitätsflusses innerhalb des Kernkraftwerks
- 4.2 Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe
- 4.3 Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung innerhalb des Kernkraftwerks und dessen Umgebung
- 4.4 Baulicher und technischer Strahlenschutz
- 4.5 Administrativer und personeller Strahlenschutz

## Anhang 6

### Liste der HSK-Richtlinien und –Empfehlungen

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
HSK-R-04/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
HSK-R-05/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, mechanische Ausrüstungen	Oktober 1990
HSK-R-06/d	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	Mai 1985
HSK-R-07/d	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
HSK-R-08/d	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
HSK-R-11/d	Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken	Mai 1980
HSK-R-11/f	Objectifs de la protection des personnes contre les radiations ionisantes dans la zone d'influence des centrales nucléaires	Juli 1978
HSK-R-12/d	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts	Oktober 1997
HSK-R-13/d	Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen (Freimessrichtlinie)	November 2001 Entwurf
HSK-R-14/d	Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	Dezember 1988
HSK-R-14/e	Conditioning and Interim Storage of Radioactive Waste	Dezember 1988
HSK-R-15/d	Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken	Dezember 1999
HSK-R-16/d	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
HSK-R-17/d	Organisation und Personal von Kernkraftwerken	August 1986
HSK-R-18/d	Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 2000
HSK-R-21/d	Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle	November 1993
HSK-R-21/e	Protection Objectives for the Disposal of Radioactive Waste	November 1993
HSK-R-21/f	Objectifs de protection pour le stockage final des déchets radioactifs	November 1993
HSK-R-23/d	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 1993
HSK-R-25/d	Berichterstattung des Paul Scherrer Institutes sowie der Kernanlagen des Bundes und der Kantone	Juni 1998
HSK-R-27/d	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken	Mai 1992
HSK-R-30/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen	Juli 1992
HSK-R-31/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, E1 klassierte elektrische Ausrüstungen	Januar 1994

<b>Richtlinie</b>	<b>Titel der Richtlinie</b>	<b>Datum der gültigen Ausgabe</b>
<b>HSK-R-32/d</b>	Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen	September 1993
<b>HSK-R-35/d</b>	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik	Mai 1996
<b>HSK-R-37/d</b>	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und -Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK	Juli 2001
<b>HSK-R-39/d</b>	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal	Januar 1990
<b>HSK-R-40/d</b>	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderung für die Auslegung	März 1993
<b>HSK-R-41/d</b>	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Juli 1997
<b>HSK-R-42/d</b>	Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage	Februar 2000
<b>HSK-R-42/e</b>	Responsibility for decisions to implement certain measures to mitigate the consequences of a severe accident at a Nuclear Power Plant	März 1993
<b>HSK-R-45/d</b>	Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken	Juli 1997
<b>HSK-R-45/e</b>	Planning and Execution of Emergency Exercises in Swiss Nuclear Power Plants	Februar 1998
<b>HSK-R-47/d</b>	Prüfungen von Strahlenmessgeräten	Oktober 1999
<b>HSK-R-48/d</b>	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	November 2001
<b>HSK-R-49/d</b>	Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen	März 2001
<b>HSK-R-100/d</b>	Anlagezustände eines Kernkraftwerks	Juni 1987
<b>HSK-R-101/d</b>	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	Mai 1987
<b>HSK-R-101/e</b>	Design Criteria for Safety of Nuclear Power Plants with Light-Water Reactors	Mai 1987
<b>HSK-R-102/d</b>	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
<b>HSK-R-102/e</b>	Design Criteria for the Protection of Safety Equipment in Nuclear Power Stations against the consequences of Airplane Crash	Dezember 1986
<b>HSK-R-103/d</b>	Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989
<b>HSK 10/260KKB HSK 11/400KKM HSK 12/456KKL HSK 17/232KKG HSK 2/370 PSI</b>	Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks	Januar 1996
<b>HSK 27/67 ZZL</b>	Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Paul Scherrer Instituts	Juli 2000
	Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Zentralen Zwischenlagers Würenlingen (ZZL)	März 2001
<b>Empfehlung</b>	<b>Titel der Empfehlung</b>	<b>Datum der gültigen Ausgabe</b>

<b>HSK-E-04/d</b>	Steuerstellen und Notfallräume von Kernkraftwerken: Anforderungen betreffend Ausführungen und Ausrüstungen für Accident Management	Dezember 1989
-------------------	--	---------------