

ilk

**INTERNATIONALE
LÄNDERKOMMISSION
KERntechnik**

Baden-Württemberg · Bayern · Hessen



ILK-Empfehlungen

**zur Weiterentwicklung der Periodischen
Sicherheitsüberprüfungen in Deutschland**

For the english version, please flip this booklet over!

November 2006

Nr.: ILK-27 D

Vorwort

Die Internationale Länderkommission Kerntechnik - ILK - der Länder Baden-Württemberg, Bayern und Hessen wurde im Oktober 1999 gegründet und besteht derzeit aus 11 Wissenschaftlern und Experten aus Deutschland, Finnland, Frankreich, Schweden, der Schweiz und den USA. Durch die unabhängige und objektive Beratung der drei Länder in Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen, der Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie der Risikobewertung der Kernenergienutzung soll die ILK insbesondere einen wichtigen Beitrag liefern, den hohen international anerkannten Sicherheitsstandard der süddeutschen Kernkraftwerke zu erhalten und weiter zu entwickeln.

Die ILK hat die bisher in Deutschland bei der Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen gesammelten Erfahrungen beraten und dabei insbesondere auch die internationale Praxis in ihre Betrachtungen einbezogen. In der vorliegenden Publikation, die auf der 44. ILK-Sitzung am 15. November 2006 in Stuttgart verabschiedet wurde, spricht die ILK Empfehlungen zur Weiterentwicklung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung in Deutschland aus, die sich aus von der ILK festgestellten Schwächen ergeben.

Der Vorsitzende



Dr.-Ing. Erwin Lindauer

Vorwort	2
1 Periodische Sicherheitsüberprüfungen in Deutschland	4
2 Durchführung und Inhalte der PSÜ in Deutschland	5
3 Ergebnisse von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen in Deutschland	11
4 Periodische Sicherheitsüberprüfungen im Ausland	12
5 Schwächen der bisherigen PSÜ in Deutschland	14
6 Vorteile einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung	16
7 Empfehlungen zur Weiterentwicklung der PSÜ in Deutschland	17
Anhang	
8 Durchführung der PSÜ im Ausland	20
8.1 USA	20
8.2 Finnland	22
8.3 Frankreich	23
8.4 Schweden	26
8.5 Ungarn	28
8.6 IAEA	30
9 Literatur	33
10 Danksagung	34
11 Liste der Abkürzungen	34
Mitglieder der ILK	36
ILK-Veröffentlichungen	37

ILK - Geschäftsstelle beim Bayerischen Landesamt für Umweltschutz

Bürgermeister-Ulrich-Str. 160
 D-86179 Augsburg
 Telefon: +49-173-65 707-11/-10
 Telefax: +49-173-65 707-98/-96
 E-Mail: info@ilk-online.org
<http://www.ilk-online.org>

1 Periodische Sicherheitsüberprüfungen in Deutschland

1. Nachdem in Deutschland etliche Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) durchgeführt wurden, hat die ILK Vertreter von Betreibern und Sachverständigen gebeten, über ihre Erfahrungen zu berichten. Diese Berichte haben die ILK veranlasst, über den mit einer PSÜ verbundenen Mehrwert grundsätzlich nachzudenken und dabei zu einer Weiterentwicklung der PSÜ in Deutschland Vorschläge zu unterbreiten, die sowohl erkannte Schwächen vermeiden als auch sich an besten internationalen Praktiken orientieren. Aktualität erhält diese ILK-Empfehlung daraus, dass sechs Anlagen in Deutschland unmittelbar vor oder bereits kurz nach Beginn ihrer gemäß geltendem Atomgesetz (AtG) letzten Sicherheitsüberprüfung stehen.

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl veranlasste das zuständige Bundesministerium im Jahre 1986 eine Sicherheitsüberprüfung aller deutschen Kernkraftwerke. Die Ergebnisse sind zusammen mit einem Vorschlag für Anforderungen an künftige PSÜ in der Empfehlung der 238. Sitzung der Reaktorsicherheitskommission (RSK) am 23.11.1988 enthalten.

Danach stellen PSÜs eine *Ergänzung* der ständigen Überprüfung im Rahmen der behördlichen Aufsicht über den Betrieb von Kernkraftwerken dar.

Die PSÜs sollten etwa dreimal während der Betriebszeit einer Anlage durchgeführt werden. Die RSK ging damals offensichtlich von einer Referenz-Betriebszeit der deutschen Kernkraftwerke von 40 Jahren aus. Eine erste umfassende Überprüfung sollte etwa 10 Jahre nach Inbetriebnahme erfolgen; die weiteren Überprüfungen danach jeweils im Abstand von 10 Jahren folgen.

2. In der Empfehlung der 291. RSK-Sitzung am 17.05.1995 wiederholt die RSK den ergänzenden Charakter einer PSÜ. Ihr bereits angesprochener zeitlicher Abstand resultiert für die RSK aus der Berücksichtigung von ständigen Weiterentwicklungen der Sicherheitstechnik, von neuen Ergebnissen aus Forschungsvorhaben und Risikostudien sowie durch den Rückfluss von Erfahrungen aus dem Betrieb und aus besonderen Vorkommnissen. Um bei jeder weiteren PSÜ die Durchführung zu erleichtern und den Aufwand angemessen zu halten, können die Folge-PSÜs als Delta-Überprüfungen zur Erst-PSÜ durchgeführt und die vorliegende PSÜ-Dokumentation fortgeschrieben werden.

Als übergeordnetes Ziel einer PSÜ sieht die RSK die Beantwortung der Frage, ob die Anlage auch im Hinblick auf den künftigen Betrieb ein ausreichendes

Sicherheitsniveau besitzt. Dieses Ziel stimmt mit dem PSÜ - Reference Level 1.5 der Reactor Harmonization Working Group (RHWG) der Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA) überein [WE 2006].

Zu diesem Zweck müssen repräsentative Ereignisse dann detailliert untersucht werden, wenn neue Erkenntnisse seit der letzten PSÜ dies erfordern.

Wesentliche Gründe für die Durchführung einer PSÜ können folgendermaßen zusammengefasst werden:

1. Die gesamte Anlagen-Dokumentation wird, oft nach vielen vorgenommenen Nachrüstungen und Änderungen, zumindest in größeren Zeitabständen untereinander konsistent und zudem bei allen Anlagen nach vergleichbaren Maßstäben aktualisiert.
2. Die Erstellung und die Bewertung einer PSÜ erfordern Tätigkeiten abseits der Routine. Die dadurch gegebene erhöhte Aufmerksamkeit kommt der Anlagensicherheit zugute.
3. Die Einflussgrößen auf die Anlagensicherheit werden nicht nur punktuell, sondern in ihrem Zusammenspiel übergeordnet und ganzheitlich gesehen.
4. Die empfohlenen Anlagenverbesserungen orientieren sich am Stand von Wissenschaft und Technik. Sie werden in planvoller Weise erkannt, was die Weiterentwicklung der Anlage auf eine solide Grundlage stellt.
5. Die Ergebnisse der PSÜ erlauben nicht nur anlagenübergreifende Auswertungen im Inland, sondern dienen auch dem internationalen Quervergleich, wie sie in der Nuklearen Sicherheitskonvention gefordert wird.

2 Durchführung und Inhalte der PSÜ in Deutschland

3. Zur Festlegung von Inhalt und Umfang einer PSÜ zieht die RSK das bekannte gestaffelte Sicherheitskonzept mit vier hierarchischen Ebenen heran. Angesichts der ständigen behördlichen Überwachung des Bestimmungsgemäßen Betriebs (Ebenen 1 und 2) reicht es nach Ansicht der RSK aus, die Ergebnisse der PSÜ für diese beiden Ebenen in vereinfachter Form darzustellen und zu bewerten. Durch die Auswertung von Betriebserfahrungen unter Einbeziehung sicher-

heftsrelevanter Bereiche der Betriebsführung soll gezeigt werden, inwieweit die in diesen Ebenen zu stellenden Anforderungen erfüllt sind und wie sich die technischen Einrichtungen und Maßnahmen im bisherigen Betrieb bewährt haben. Untersuchungen zur Ebene 3 „Störfälle“ bilden den inhaltlichen Schwerpunkt der PSÜ. In ihrer 282. Sitzung am 16.02.1994 vertritt die RSK die Auffassung, dass in der PSÜ eine Konzentration auf abdeckende Störfälle und auf die relevanten Sicherheitssysteme erforderlich ist. Im Vordergrund steht die Frage, inwieweit die abdeckenden Störfälle durch getroffene Vorsorgemaßnahmen mit ausreichender Wirksamkeit und Zuverlässigkeit beherrscht werden. Die Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen soll sich auf gültige Unterlagen und Nachweise stützen. Die Bewertung von Abweichungen zu den schutzzielorientierten Anforderungen soll insbesondere unter Berücksichtigung der zuzuordnenden Sicherheitsebenen gewichtet werden. Diese Aussage wiederholte die RSK auf ihrer 285. Sitzung am 12.07.1994. Im Zuge der Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik wurde für sehr seltene auslegungsüberschreitende Ereignisse (Zustände) eine vierte Ebene hinzugefügt. Die RSK stellt fest, dass die Maßnahmen in diesem auslegungsüberschreitenden Bereich sich in ihren technischen Anforderungen und in ihrem Nachweisumfang deutlich vom Auslegungsbereich unterscheiden, zu dem die ersten drei Ebenen gehören.

Die RSK empfiehlt, die Periodische Sicherheitsüberprüfung in folgenden Schritten vom Betreiber erstellen zu lassen:

1. Anlagenkurzbeschreibung
2. Sicherheitsstatusanalyse (SSA)
3. Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)
4. Bewertung der Ergebnisse.

Später ist eine Sicherungsanalyse (SA) hinzugekommen, in der Vorkehrungen gegen kriminelle Anschläge analysiert und in ihrer Wirksamkeit bewertet werden.

4. Die *Anlagenkurzbeschreibung* soll in gedrängter Form über die Sicherheitskonzeption der Anlage informieren. Im Mittelpunkt steht die Antwort auf die Frage, ob die Aussagesicherheit der vorliegenden Nachweise ausreichend ist.

Bei der Beschreibung der Anlage und der sicherheitstechnisch wesentlichen Bauwerke, Systeme und Komponenten sollen folgende Aspekte berücksichtigt werden:

- Aufbau
- Anordnung
- Sicherheitstechnische Funktion
- Auslegungsdaten

- Bedeutsame sicherheitstechnische Änderungen seit der Inbetriebnahme oder seit der letzten Periodischen Sicherheitsüberprüfung.

Genauere Systembeschreibungen sind innerhalb der Anlagenkurzbeschreibung nur dann erforderlich, wenn sich *wesentliche* Änderungen ergeben haben. Außerdem sind die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zu beschreiben, die entsprechend den Schutzzielen einzuordnen sind.

Ferner können in die Anlagenkurzbeschreibung noch nicht realisierte Nachrüstmaßnahmen oder Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes einbezogen werden, wenn sie genehmigt oder prüffähig beantragt sind.

5. Die *Sicherheitsstatusanalyse* ist eine deterministische Analyse. Sie stützt sich auf die Betriebserfahrungen und auf die Betriebsbewährung und umfasst im Wesentlichen die Ebenen 1, 2 und 3 des gestaffelten Sicherheitskonzeptes.

Die grundsätzlichen sicherheitstechnischen Anforderungen, die ein ausreichendes Sicherheitsniveau der betriebenen Kernkraftwerke repräsentieren, orientieren sich an folgenden Schutzzielen:

- Kontrolle und Begrenzung der *Reaktivität* (R)
- Begrenzung der *Strahlenexposition* (S)
- *Kühlung* der Brennelemente (K)
- *Einschluss* radioaktiver Stoffe (E)

Durch die Analyse soll die Frage beantwortet werden, ob die schutzzielorientierten Anforderungen erfüllt sind. Das ist dann der Fall, wenn die genannten Schutzziele während der repräsentativen Störfälle jederzeit erreicht werden.

Bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 4 soll eine Antwort auf die Frage gegeben werden, ob die ereignisspezifischen Anforderungen unter Einbeziehung der sehr geringen Eintrittshäufigkeit ausreichend erfüllt sind.

6. In der *Probabilistischen Sicherheitsanalyse* wollte die RSK zunächst nur Betriebszustände des Leistungsbetriebs berücksichtigt wissen. Sie hat jedoch bereits damals darauf hingewiesen, dass An- und Abfahrzustände zu berücksichtigen sind, sofern sie einen wesentlichen Beitrag zum Gesamtrisiko der Anlage erwarten lassen.

Nach der Überarbeitung des PSA-Leitfadens [BMU 2005] sind der Nichtleistungsbetrieb, anlageninterne Überflutungen, Brand und, soweit sich signifikante

Beiträge ergeben, Einwirkungen von Außen – insbesondere Flugzeugabsturz, Hochwasser, Explosions-Druckwelle und Erdbeben – einzubeziehen. Nach dem PSA – Reference Level 1.1 der WENRA [WE 2006] sollen auch extreme Wetterbedingungen (Umweltextreme) bei einer PSA berücksichtigt werden.

In einer PSA können auch probabilistische Abschätzungen zu geplanten und trainierten anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen berücksichtigt werden.

Die PSA ist nach Meinung der RSK unter Beachtung der sich damals in Arbeit befundenen PSA-Leitfäden mit erprobten Methoden und mit realistischen Daten durchzuführen. Dabei sind anlagenintern und anlagenextern verursachte Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen einzubeziehen, wenn zu deren Beherrschung Sicherheitsfunktionen ausgelöst werden. Für ältere Anlagen kann eine Ermittlung der Eintrittshäufigkeit zivilisatorisch bedingter seltener äußerer Einwirkungen erforderlich werden.

Der Betriebserfahrung der einzelnen Kernkraftwerke ist – soweit wie möglich – durch Verwendung anlagen- und komponentenspezifischer Daten Rechnung zu tragen. Um die notwendige Qualität der Daten für die PSA bei allen Anlagen in gleicher Weise zu gewährleisten, sollten die erforderlichen Daten mit einem durch Erfahrung erworbenen Sachverstand zentral erstellt, abgestimmt und für die anlagenspezifischen Analysen zur Verfügung gestellt werden.

Die Ergebnisse der PSA sollen die deterministische Beurteilung des Sicherheitsstatus der Anlage und ihrer Betriebssicherheit ergänzen sowie zur Festlegung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Sicherheitsverbesserungen herangezogen werden.

7. In der Bewertung der Anlagensicherheit soll auf folgende Punkte eingegangen werden:
 - Betriebserfahrungen und Betriebsbewährung
 - Übereinstimmung mit Anforderungen, die sich am Stand der Sicherheitstechnik orientieren
 - Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes hinsichtlich der Beiträge auslösender Ereignisse zur Gesamthäufigkeit von Gefährdungszuständen
 - Identifizierung von möglichen Sicherheitsdefiziten und Bewertung ihrer Bedeutung für die Anlagensicherheit
 - Berücksichtigung der anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen

- Gegebenenfalls Vorschläge für sicherheitserhöhende Maßnahmen.

Die Einzelbewertungen sollen zu einem aussagefähigen Gesamtbild zusammengeführt werden.

Ein ausreichend hohes und ausgewogenes Sicherheitsniveau ist nach Ansicht der RSK dann gegeben, wenn

- die Sicherheitsstatusanalyse zeigt, dass die zur Erreichung der Schutzziele notwendigen Anforderungen erfüllt sind, und
- die Probabilistische Sicherheitsanalyse die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes aufzeigt.

8. Die atomrechtliche Aufsichtsbehörde beurteilt die mit der Dokumentation zur PSÜ vorgelegte Darstellung des Sicherheitsstatus der Anlage im Hinblick auf die §§ 17 und 19 des AtG. Die von den Aufsichtsbehörden hinzugezogenen Sachverständigen prüfen die vorgelegte PSÜ, wobei die in den Leitfäden zur PSÜ beschriebenen Vorgehensweisen als Grundlage der Begutachtung dienen.

Die durch die zuständige Aufsichtsbehörde im Rahmen der Gesamtbewertung der Ergebnisse zu treffenden behördlichen Maßnahmen folgen den Grundsätzen des AtG.

9. Nach den vorstehenden Ausführungen lassen sich zusammenfassend folgende Ziele einer PSÜ von Kernkraftwerken erkennen:
 - Beantworten der Frage, ob die betreffende Anlage auch für ihren zukünftigen Betrieb ein ausreichendes Sicherheitsniveau besitzt,
 - Beurteilen der Sicherheit einer Anlage aus einer umfassenden Gesamtschau, d.h. auf der Grundlage des Ist-Zustandes der Anlage und des fortschreitenden Standes von Wissenschaft und Technik wird alle 10 Jahre eine ganzheitliche Sicherheitsbilanz gezogen,
 - Beschränken der Untersuchungen auf die für die Anlagensicherheit wesentlichen Bereiche; hierin eingeschlossen sind jene betrieblichen Bereiche, deren Nichtverfügbarkeit nennenswerte Auswirkungen auf die Funktionsfähigkeit des Sicherheitssystems erwarten lässt,
 - Gewichten von Abweichungen zu den Anforderungen gemäß zuzuordnender Sicherheitsebene,
 - Berücksichtigen von in Umsetzung befindlichen Nachrüstungen; insbesondere

in der Ebene 4 des auslegungsüberschreitenden Bereiches,

- Beurteilen der Ausgewogenheit der Auslegung durch eine Probabilistische Sicherheitsanalyse mit aktuellen Methoden insbesondere für die Beurteilung älterer Anlagen, die ihren Betrieb bereits vor dem geltenden untergesetzlichen Regelwerk aufgenommen haben.

Die PSÜ ergänzt die ständige atomrechtliche Aufsicht. Beide sind dementsprechend supplementär zueinander. Überprüfungen und Bewertungen von Inhalten einer PSÜ sollten dann unterbleiben, wenn sie redundant zur atomrechtlichen Aufsicht sind. Ferner können umfangreiche Beschreibungen ohne Mehrwert gegenüber Berichten entfallen, die im Rahmen der ständigen Aufsicht erstellt werden. Generell müssen unnötige Lasten für die Anlagenbetreiber durch eine PSÜ vermieden werden. Dazu sollte der Aufwand für eine PSÜ auf ein angemessenes Maß begrenzt werden.

10. Das zuständige Bundesministerium hat sich den Empfehlungen der RSK angeschlossen. Vom Länderausschuss für Atomkernenergie wurden bundeseinheitliche Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen erarbeitet. Die folgenden Leitfäden liegen vor:

- Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung,
- Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse,
- Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse.

Alle drei Leitfäden sind vom Dezember 1996 und wurden vom BMU am 18. August 1997 unter dem Aktenzeichen RS I 2-10120/9.0 veröffentlicht [BMU 1997]. Zwischenzeitlich erfolgte eine Überarbeitung des Leitfadens zur Probabilistischen Sicherheitsanalyse, die im November 2005 im Bundesanzeiger bekannt gegeben wurde [BMU 2005].

Nach dem aktualisierten Leitfaden „wird im Zusammenhang mit der Stufe 1 der PSA auch eine Stufe 2 der PSA durchgeführt. Mit der Behandlung der Stufe 2 der PSA ist aber keine rechtliche Einordnung insbesondere im Hinblick auf die erforderliche Vorsorge nach § 7 Abs.2 Nr.3 des Atomgesetzes verbunden.“

Die Leitfäden bezwecken eine bundeseinheitliche Vorgehensweise bei der Durchführung und Beurteilung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen und sollen hierfür einen klaren Rahmen hinsichtlich ihrer Ziele und ihrem Umfang schaffen.

Die Grundlagen zur PSÜ und der Leitfaden zur SSA sind zehn Jahre alt. Der internationale Stand auf diesem Gebiet wird insbesondere durch die Reference

Levels der WENRA [WE 2006] vom Januar 2006 aktuell vorgegeben. Besondere Beachtung verdient in Deutschland der PSÜ – Reference Level 1.3. Danach muss (shall) die sicherheitstechnische Bedeutung von Abweichungen des gültigen kerntechnischen Regelwerks gegenüber besten internationalen Praktiken erkannt und bewertet werden.

11. Die PSÜ ergänzt die ständige Überprüfung der Kernkraftwerke im Rahmen der staatlichen Aufsicht. Innerhalb dieser ständigen Aufsicht sollten, falls erforderlich, Einzelaspekte der PSÜ mit vertieften Untersuchungen fortgeführt werden, um den für eine PSÜ vorgesehenen Rahmen nicht zu sprengen.

Eine PSÜ wird durch den Genehmigungsinhaber in Eigenverantwortung für die Sicherheit seiner Anlage und nach bestehenden Nebenbestimmungen in Genehmigungsbescheiden einzelner Anlagen durchgeführt; das konkrete Vorgehen wird mit der Aufsichtsbehörde abgestimmt. Die Umsetzung der Ergebnisse einer PSÜ richtet sich nach den allgemeinen Vorschriften, d.h. nach dem Atomgesetz. Vor dem Amtsantritt der letzten Bundesregierung bestand keine unmittelbare gesetzliche Verpflichtung zur Durchführung einer PSÜ. Im Kapitel III/1 der Konsensvereinbarung vom 14. Juni 2000 wird für jede Anlage eine Sicherheitsüberprüfung vereinbart. Ihr Abschlussstermin ist für jedes Kernkraftwerk in der Anlage 3 dieser Vereinbarung genannt. Die PSÜ entfällt, wenn der Betreiber verbindlich erklärt, dass er den Betrieb der Anlage binnen 3 Jahren nach dem genannten Termin einstellen wird. Durch die Novelle des Atomgesetzes vom 27. April 2002 wird die Durchführung von Sicherheitsüberprüfungen für alle Kernkraftwerke im § 19a rechtlich fixiert. Die Termine für die einzelnen Kernkraftwerke finden sich in Anlage 4 des Atomgesetzes.

3 Ergebnisse von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen in Deutschland

12. Die in den Berichten zur PSÜ aufgeführten und unten beispielhaft wiedergegebenen Maßnahmen wurden größtenteils im Rahmen des Erfahrungsrückflusses und der regelmäßigen Aufsicht bereits erkannt und initiiert.

Bei allen Anlagen wurden keine nennenswerten Defizite beim Stand der Nachweise und bei der Erfüllung der gesetzlichen Vorschriften festgestellt. Die Sicherheitsstatusanalyse ergab, dass die Anlagen die entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu unterstellenden Auslegungsstörfälle innerhalb der zulässigen Grenzwerte beherrschen und somit die Erreichung der Schutzziele gewährleisten. Bei älteren Anlagen zeigte die Analyse dank der ständigen Nachrüstungen einen Sicherheitsstatus, der dem neuerer Anlagen

entspricht. Die Ergebnisse der Betriebserfahrung und der Betriebsbewährung deuteten weder auf Schwachstellen noch auf Ermüdungseffekte hin. Die Probabilistische Sicherheitsanalyse hat in allen Fällen ein ausgewogenes und ausreichend hohes Sicherheitsniveau ergeben. Durch zweckmäßige und sinnvolle organisatorische und technische Verbesserungsmaßnahmen sowie weitere Untersuchungen und Überprüfungen wurden zusätzliche Sicherheitsmargen geschaffen, wodurch die Anlagen sicherheitstechnisch weiter optimiert wurden.

13. Durch technische Verbesserungsmaßnahmen wurden beispielsweise Belastungen im Bereich der diversitären Sicherheits- und Entlastungsventile bei Überspeisungsvorgängen im SWR reduziert oder ganz vermieden. Ferner gewährleisteten diese Ventile zusammen mit der Begrenzung „Anwahl Abfahrkühlen“ eine von Handmaßnahmen unabhängige Druck- und Füllstandsbeschränkung bei niedrigen Reaktordrücken.

Die Energieversorgung des Sicherheitssystems wurde durch Verbesserungen in der Spannungshaltung auf den Notstromschienen zuverlässiger gestaltet. Die elektrische Entkopplung des unabhängigen Sabotage- und Störfallschutzsystems (USUS) wurde verbessert, um den Eintrag systemfremder Spannungen zu vermeiden.

Weitere technische Maßnahmen betrafen die Verbesserung des Brandschutzes zwischen redundanten Strängen z.B. durch das Aufbringen von Dämmschichtbildnern auf die Hauptkabeltrassen im Großraum um den Sicherheitsbehälter, eine Verbesserung des Schutzes gegen interne Überflutungen durch Einbau von Doppelrohren vom Gebäudeeintritt bis zur ersten Absperrarmatur sowie Erleichterungen bei der Durchführung von Wiederkehrenden Prüfungen.

14. Die Dokumentation wurde dem tatsächlichen Stand der Anlagen nachgeführt. In das Betriebshandbuch wurden Anweisungen für anspruchsvolle Handmaßnahmen unter Zeitdruck aufgenommen, z.B. wurde das 100 K/h Abfahren bei DWR über das Frischdampf-Sicherheitsventil als Back-up Maßnahme beschrieben. Ferner wurde ein Durchschalten der Sicherheits-Einspeisepumpen auf Sumpfbetrieb unter Nutzung der Nachkühlpumpen als Vorpumpen dokumentiert.

4 Periodische Sicherheitsüberprüfungen im Ausland

15. Die ILK hat Vertreter aus den Ländern USA, Finnland, Frankreich, Schweden und Ungarn gebeten, über Zielsetzung, Inhalt und Verpflichtung der Betreiber zu einer PSÜ zu berichten. Die eingegangenen Beiträge sind im Anhang zu dieser Empfehlung zu finden.

16. In den genannten europäischen Ländern mit friedlicher Nutzung der Kernenergie werden PSÜ in Abständen von zehn Jahren durchgeführt. Inhaltlich stützt man sich dabei überwiegend auf die Empfehlungen der IAEA in ihrem Safety Guide NS-G-2.10 [IAEA 2003] ab. Gemeinsam ist allen Ländern die übergeordnete Zielsetzung einer PSÜ, nämlich die Bereitstellung einer ausreichenden Basis zur Beurteilung, ob die betreffenden Anlagen auch zukünftig sicher betrieben werden können. Daneben werden als weitere Ziele genannt:

- eine Berücksichtigung der gewonnenen Betriebserfahrung und der Betriebsbewährung bei zukünftigen Anlagenänderungen,
- die Aktualisierung der Anlagendokumentation,
- der Wissensübertrag an jüngeres Personal,
- ein Vergleich des erreichten Sicherheitsniveaus der verschiedenen Anlagen unter Berücksichtigung der besten internationalen Praktiken,
- die Berücksichtigung von neueren Erkenntnissen der Sicherheitstechnik einschließlich der Methoden der Nachweisführung,
- die systematische Erkennung von Nachrüstmaßnahmen, deren zeitliche Staffelung entsprechend den Ergebnissen der PSA erfolgt, und schließlich
- die internationale Überprüfung gemäß der Nuklearen Sicherheitskonvention.

Die PSA erstrecken sich auf die Stufe 2, was die ILK bereits in ihrer Stellungnahme ILK-04 [ILK 2001] auch für deutsche Anlagen empfohlen und 2005 Eingang in den PSA-Leitfaden [BMU 2005] gefunden hat. Bei den zu berücksichtigenden internen Ereignissen der Stufe 1 werden Brand, Überflutung, Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens, Absturz schwerer Lasten und Borverdünnungstransienten genannt.

Die ganzheitliche Sicht auf {Mensch, Technik, Organisation} wird durch die Beschreibung des Sicherheits-Managements, der Maßnahmen zur Gewährleistung und Entwicklung einer hohen Sicherheitskultur sowie des technischen und nicht-technischen Alterungsmanagements vervollständigt.

17. Die Anlagen in den USA führen keine Periodischen Sicherheitsüberprüfungen durch. Die Nuclear Regulatory Commission (NRC) ist der Ansicht, dass ihr Reactor Oversight Process (ROP), der u.a. periodische Überprüfungen der Effektivität der Betreiberprogramme zum Erkennen und zur Lösung von Sicherheitsproblemen enthält, eine ausreichende kontinuierliche Bewertung des Sicherheitsstatus erlaubt, so dass zusätzliche periodische Überprüfungen

nicht erforderlich sind. Der Ansatz des ROP ist sowohl risiko-informiert als auch ergebnis-orientiert. Die sicherheitstechnische Bedeutung von Prüfergebnissen wird mittels des Significance Determination Process (SDP) risiko-informiert bestimmt. Eine so genannte „Handlungsmatrix“ bestimmt die Maßnahmen, die aus Indikatoreniveaus und den SDP-Ergebnissen resultieren.

Der ROP dient nicht zur Identifikation möglicher Verbesserungen von Sicherheitsmaßnahmen. Der Zweck der Aufsicht liegt nämlich darin, die Einhaltung der Current Licensing Basis (CLB) durch den Betreiber zu gewährleisten. Die CLB stellt die Genehmigungsgrundlage dar. Dieses Vorgehen basiert auf der Annahme, dass durch die Einhaltung der CLB ein ausreichender Schutz (adequate protection) von Mensch und Umwelt besteht. Der ROP kann nicht dazu genutzt werden, um neue Genehmigungsanforderungen aufzustellen. Wenn die NRC neue Anforderungen wünscht, muss entsprechend der sog. Nachrüstungs-Regel deren Kosten/Nutzen-Verhältnis bewertet werden. Diese Regel wird nicht benutzt, wenn die gewünschten Anforderungen dem angemessenen Schutz der Gesundheit und der Sicherheit der Bevölkerung dienen.

5 Schwächen der bisherigen PSÜ in Deutschland

18. (1) Die Periodische Sicherheitsüberprüfung soll eine *Ergänzung* zur ständigen Überprüfung im Rahmen der behördlichen Aufsicht über den Betrieb von Kernkraftwerken sein. Die für die erste PSÜ vorgelegte Dokumentation überschreitet den ursprünglich vorgesehenen Umfang.

(2) Der große Umfang schlägt sich in langer Bearbeitungs- und Begutachtungszeit nieder. Dies wird dem ergänzenden, ganzheitlichen und übergeordneten Charakter einer PSÜ nicht gerecht. Im Begleitschreiben 73/97 S des BMU zur Übersendung der PSÜ-Leitfäden an die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder vom 01.09.1997 steht: „Sie (die PSÜ) sollen nicht länger als zwei Jahre dauern.“

(3) Die probabilistische Analyse der Systeme bringt vertieften Einblick in deren Wirkungsweise, deren Grenzen und Ausfallmechanismen. Zu dieser Analyse tragen externe Firmen und Experten maßgeblich bei. Die Verbreitung des dabei gewonnenen Wissens und der gesammelten Erfahrungen auf einen größeren Personenkreis auf der Anlage ist in der Praxis nicht in jedem Fall ausreichend.

(4) Die große Ausnahme und nicht der Regelfall ist die Verwendung von PSA-Ergebnissen, um Abweichungen zu bewerten, Verbesserungs-Maßnahmen zeitlich zu staffeln und um den Abbau unnötiger Forderungen vorzuschlagen, wobei das zugrundeliegende Sicherheitskonzept bewahrt bleibt. Ein zeitgemäßes

risikoinformiertes Genehmigungs- und Aufsichtshandeln gebietet die angemessene Berücksichtigung von PSA-Ergebnissen. Hierin scheint der wesentliche Grund für die eher zurückhaltende bis ablehnende Haltung der deutschen Betreiber gegenüber weitergehenden PSA zu sein: Sie erkennen darin für sich keinen Vorteil, sondern eher eine zusätzliche Bürde.

(5) Auch der neue PSA-Leitfaden [BMU 2005] enthält keine quantitativen Bewertungskriterien, z.B. in Anlehnung an IAEA.

(6) Sachverständige ziehen das aktuelle KTA-Regelwerk oder technische Detaillösungen statt übergeordneter Anforderungen zur Bewertung der PSÜ-Ergebnisse heran. Dies läuft dem Grundgedanken einer PSÜ zuwider, nämlich bei den potentiellen Ereignisabläufen die Erreichung der Schutzziele mit den vorhandenen technischen Einrichtungen und Maßnahmen nachzuweisen. In den Grundlagen zur PSÜ liest man im Abschnitt 4.2: „Die Schutzziele gelten als erfüllt, wenn die schutzziel-orientierten Anforderungen, insbesondere an die notwendigen Sicherheitsfunktionen, eingehalten werden, wobei auch Lösungen mit nicht regelwerkskonformer technischer Ausführung zulässig sind.“ Die schutzziel-orientierten Anforderungen ihrerseits „basieren auf dem untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerk unter Einbeziehung neuerer abgesicherter Erkenntnisse“.

(7) Manchmal werden die Ergebnisse der einzelnen Begutachtungen durch die von der Behörde zugezogenen Sachverständigen als gleich wichtig betrachtet.

(8) Manche Formulierungen in den Leitfäden geben Anlass zu unterschiedlicher Interpretation. Als Beispiel sei hier das Adjektiv „schutzziel-orientiert“ genannt; es taucht im Zusammenhang mit den schutzziel-orientierten Anforderungen auf, siehe (6).

(9) Folgende Sachgebiete werden durch eine PSÜ derzeit nur ungenügend oder gar nicht abgedeckt:

- Gesichtspunkte von MTO {Mensch, Technik, Organisation}
- das Sicherheits-Management und die Sicherheitskultur, siehe ILK-19 [ILK 2005]
- ein umfassendes und systematisiertes Alterungsmanagement.

6 Vorteile einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung

19. Die international breite Anwendung von PSÜ spricht für ihre Beibehaltung und damit für ihre Weiterentwicklung. Nach Meinung der ILK sind mit einer PSÜ insbesondere folgende Vorteile verbunden.
- Seit der letzten PSÜ wurden oftmals eine Vielzahl von Anlagenverbesserungen, Nachrüstungen, Reparaturen und Maßnahmen im Rahmen des Alterungsmanagements durchgeführt. Jede dieser Veränderungen wurde durch die ständige atomrechtliche Aufsicht punktuell beurteilt. Mit der neuen PSÜ soll ein Blick auf das Ganze entstehen. Dieses ist möglicherweise mehr als die bloße Summe aller Veränderungen.
 - Ständige Weiterentwicklungen der Sicherheitstechnik, neue Erkenntnisse aus Forschungsvorhaben und Risikostudien sowie der Rückfluss von Erfahrungen aus dem Betrieb von Kernkraftwerken weltweit münden mit ganzheitlicher Sicht in Anlagenverbesserungen.
 - Im Alltag von Anlagenbetrieb und behördlicher Aufsicht kann durch Routine-tätigkeiten eine gewisse Blindheit entstehen. Eine PSÜ kann dieser Blindheit entgegen wirken und die Augen für sonst verschlossene Zusammenhänge öffnen.
 - Personelle, technische und organisatorische Wechselwirkungen können durch eine PSÜ aufgedeckt werden. Sie kann damit die Wissensbasis des Personals um Eigenarten ihrer Anlage verbreitern, vorausgesetzt, die Untersuchungen zur PSÜ werden unter maßgeblicher Beteiligung des Anlagenpersonals durchgeführt.
 - Eine PSÜ bietet für die Anlage eine willkommene Gelegenheit, die Unterlagen ihrer Dokumentation mit vergleichbaren Mitteln untereinander konsistent abzugleichen und auf den aktuellen Stand zu bringen.
 - Wichtiges Instrument der PSÜ ist die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA). Jede PSÜ bietet die Gelegenheit zur Reduzierung der Unsicherheiten der PSA, indem u.a. aufgrund wachsender Betriebserfahrung zunehmend anlagenspezifische anstelle generischer Zuverlässigkeitsdaten verwendet werden. Ferner kann die zwischenzeitlich weiter fortgeschrittene Methodik bei der Durchführung einer PSA genutzt werden.

7 Empfehlungen zur Weiterentwicklung der PSÜ in Deutschland

20. Die konkreten Empfehlungen zur Weiterentwicklung der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen in Deutschland ergeben sich aus den von der ILK festgestellten Schwächen (siehe Kap. 5).

(1) Um den ergänzenden Charakter einer PSÜ zu stärken, sollte für Folge-PSÜ die Möglichkeit von Delta-Untersuchungen stärker genutzt werden. Daher sollte insbesondere bei Folge-PSA weitgehend auf die Dokumentation der Erst-PSA zurückgegriffen werden. Die Berichte zur Folge-PSÜ sollen soweit möglich für sich selbst verständlich sein. Ferner bietet sich die Möglichkeit, die Untersuchungen zu einer PSÜ unter vorher festgelegten Schwerpunkten durchzuführen. Der PSÜ – Reference Level 1.3 der WENRA [WE 2006] (siehe oben Nr. 10) ist zu beachten.

(2) Dort, wo die Weiterentwicklung der Nachweismethoden oder wo die Anpassung von Anforderungen durch zwischenzeitlich gewonnene Erkenntnisse eine bessere Nachweisführung erlauben, sollten nur dann neue Nachweise erforderlich sein, wenn sie nennenswert andere Resultate erwarten lassen.

(3) Die bei der PSA gewonnenen Erkenntnisse über die Wirkungsweise und die Ausfallmechanismen der verschiedenen Systeme sollten viel stärker als bisher zur Weiterbildung sowie zur Ausbildung neuer Mitarbeiter von Anlage, Aufsichtsbehörde und bei Sachverständigen genutzt werden: Die Untersuchungen zur SSA (Sicherheitsstatusanalyse) und zur PSA sollten unter wesentlicher Beteiligung des Anlagenpersonals erfolgen, wobei auch junge Mitarbeiter in das PSÜ-Team integriert werden. Gleiches gilt für die Bewertung der Analysen. Ferner sollten die gewonnenen Erkenntnisse zur Weiterentwicklung der Schulungsprogramme am Simulator genutzt werden (Vergleiche PSA - Reference Level 3.5 der WENRA [WE 2006]).

(4) Die beteiligten Gruppen {Betreiber, Aufsichtsbehörde, Sachverständige} sollten sich a priori über den Maßstab zur Bewertung der PSÜ-Ergebnisse (derzeit gültiges Regelwerk) sowie zur Beurteilung von Abweichungen und zur zeitlichen Staffelung von Verbesserungs-Maßnahmen auf Kriterien einigen, in die die Ergebnisse der PSA eingehen. Dies entspricht den PSA - Reference Levels 3.2 bzw. 3.4 der WENRA [WE 2006]. Bei der Harmonisierung der Grundlagen zur PSÜ sollte eine strukturierte Vorgehensweise zur Beurteilung von Abweichungen beschrieben werden.

A posteriori sollten die PSA-Ergebnisse genutzt werden, um überflüssige bzw. nicht sicherheitsgerichtete Maßnahmen zu erkennen und Vorschläge zu ihrer Abschaffung zu unterbreiten. Bevor aus den PSA-Ergebnissen Schlussfolgerungen gezogen oder Maßnahmen ergriffen werden, sollten diese auf Veranlassung der Aufsichtsbehörde oder des Betreibers durch unabhängige Dritte wie Personal von anderen Anlagen oder internationalen Organisationen geprüft werden (peer review). Schließlich führen Betreiber und Aufsichtsbehörde ein Abschlussgespräch, in dem die beabsichtigten Verbesserungsmaßnahmen erörtert werden.

(5) Mit dem PSA-Leitfaden [BMU 2005] wurden die Anforderungen an eine PSA in Deutschland an den internationalen Trend herangeführt. Hier fehlt allerdings die Quantifizierung von wesentlichen Kenngrößen, wie z.B. eine Kernschmelz-Häufigkeit (core damage frequency, CDF) oder die Häufigkeit früher großer Freisetzungen (large early release frequency, LERF). Die von der IAEA für neue Anlagen empfohlene Größe der Kernschmelz-Häufigkeit könnte für die in Deutschland in Betrieb befindlichen Anlagen übernommen werden. Die Möglichkeit, für die Häufigkeit früher großer Freisetzungen (LERF) eine Zielgröße festzulegen, sollte untersucht werden.

(6) Für alle Anlagen sollte der Grundgedanke der PSÜ im Mittelpunkt stehen, nämlich der Nachweis der Erreichung der Schutzziele innerhalb der zulässigen Grenzen mit den vorhandenen technischen Einrichtungen während der potentiellen Ereignisabläufe. Das aktuelle KTA-Regelwerk ist teilweise ausführungsabhängig formuliert und deshalb ohne weiteres nicht direkt auf ältere Anlagen anwendbar. Hierzu sollte das schutzziel-orientierte Vorgehen – wie in KTA 2000 [KTA 2000] – klar definiert werden.

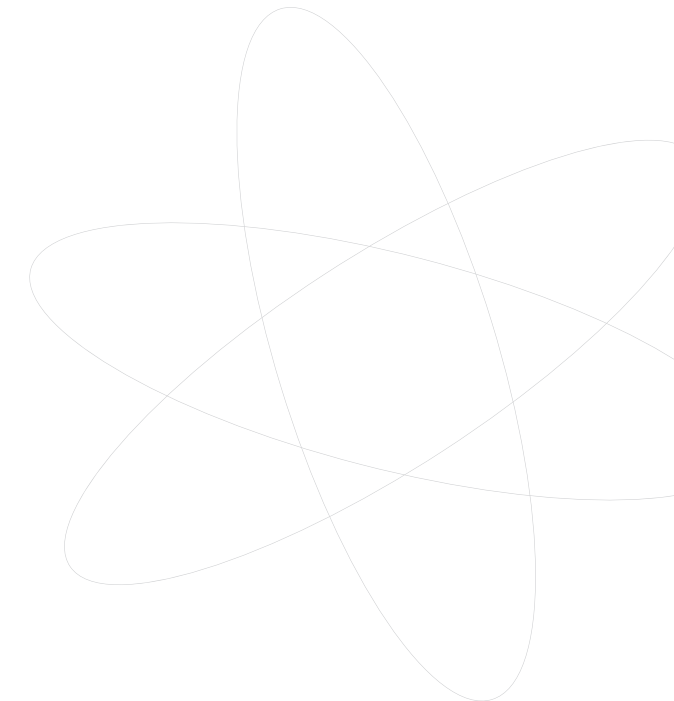
(7) Wenn die Aufsichtsbehörde mit der Prüfung der PSÜ-Unterlagen einen Sachverständigen beauftragt, dann sollte dieser die Ergebnisse seiner Begutachtung entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung klassifizieren. Dazu sollten die zugehörigen Sicherheitsebenen genutzt werden.

(8) Die Eindeutigkeit der in den Leitfäden zur PSÜ enthaltenen Aussagen sollte überprüft werden. Die interpretierbaren Textstellen sollten präziser, nicht aber zwingend detaillierter gefasst werden, um den vorschreibenden Charakter nicht zu verstärken. Dabei soll ein angemessener Bewertungsspielraum erhalten bleiben. Erkenntnisse aus der Anwendung der Leitfäden sollten bei der Überarbeitung ihrer Texte berücksichtigt werden.

(9) Die Untersuchungen zur PSÜ sollten die folgenden Sachgebiete einschließen:

- die Wechselwirkungen zwischen {Mensch, Technik, Organisation} (MTO),
- das praktizierte Sicherheits-Management mit den verwendeten Indikatoren sowie die Maßnahmen zur Erhaltung und Stärkung der Sicherheitskultur, ILK-19 [ILK 2005],
- ein umfassendes und systematisiertes Alterungsmanagement.

In einer PSÜ sollte nicht nur die Anlagentechnik, sondern auch die MTO-Wechselwirkung und die Sicherheitskultur ganzheitlich analysiert werden. Wichtig für eine solche Analyse sind insbesondere alle sicherheitsrelevanten Ereignisse und Anomalien, die seit der letzten PSÜ aufgetreten sind, besonders wenn sie auf Mängel der Sicherheitskultur hinweisen (vgl. die Sicherheitsfaktoren der IAEA [IAEA 2003]). Auch hier sagt das ganzheitliche Bild aller Ungereimtheiten in der Betriebserfahrung möglicherweise mehr aus als die Summe der Einzelanalysen. Zur Durchführung solcher Analysen können spezielle Verfahrensweisen angewendet werden, damit die hierbei erzielten Ergebnisse ihrem ergänzenden Charakter zu den Überprüfungen im Rahmen der ständigen Aufsicht gerecht werden.



8 Anhang: Durchführung der PSÜ im Ausland

8.1 USA

Kernkraftwerke in den USA werden für 40 Jahre genehmigt mit einer möglichen Laufzeitverlängerung von 20 Jahren. Die kerntechnische Aufsicht wird von der Nuclear Regulatory Commission (NRC) ausgeübt unter Verwendung des Reactor Oversight Process (ROP, Reaktor-Aufsichts-Verfahren) sowie periodischen Überprüfungen der Effektivität der Betreiberprogramme, um Sicherheitsprobleme zu identifizieren und zu lösen.

Der Ansatz des ROP ist risiko-informiert und ergebnis-orientiert. Die folgende Grafik (Bild 1) zeigt den allgemeinen Rahmen (<http://www.nrc.gov/reactors/operating/oversight/>).

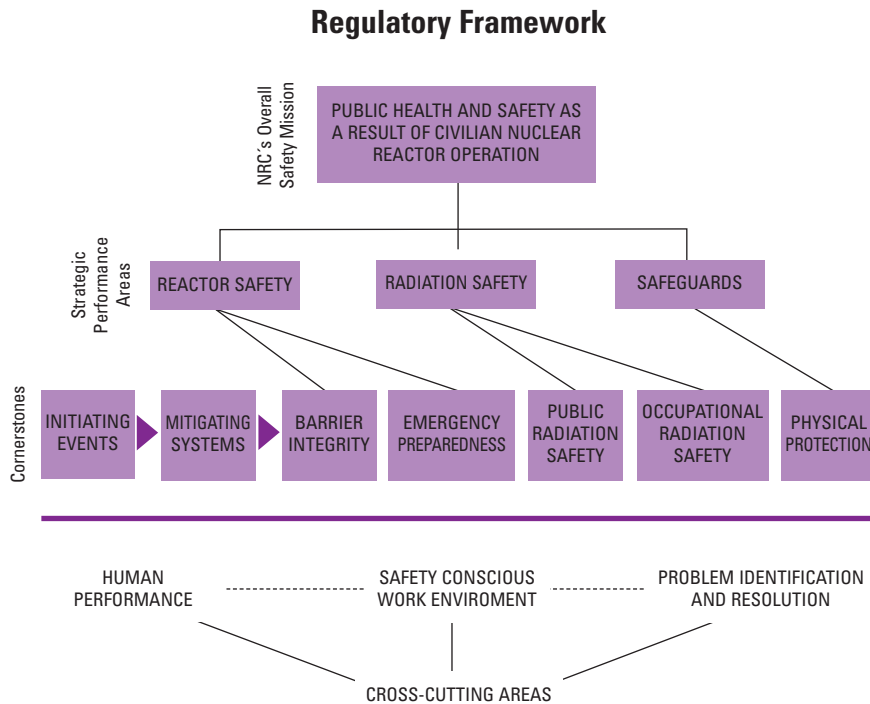


Bild 1: Allgemeiner Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht in den USA

Die strategischen Sicherheitsbereiche („strategic performance areas“) stellen die übergeordneten Gebiete dar, in denen die NRC das Sicherheitsniveau der Anlagen bewertet. Zu jedem strategischen Bereich gehören mehrere thematische Schwerpunkte („cornerstones“), die zur Messung des erzielten Sicherheitsniveaus dienen. Zusätzlich zu diesen Schwerpunkten gibt es drei gemeinsame Bereiche („cross-cutting areas“), die mehr als einen Schwerpunkt beeinflussen. Ein befriedigendes Sicherheitsniveau für alle Schwerpunkte und ihre gemeinsamen Bereiche sowie die Programme zur Identifizierung und Lösung von Problemen führt zu dem Schluss, dass eine Anlage sicher ist.

Für jeden Schwerpunkt werden zwei Arten von Informationen gesammelt: 1. Der Betreiber gibt Auskunft über Leistungsindikatoren, z.B. ungeplante Reaktorabschaltungen (automatisch und manuell) und Unverfügbarkeiten des Sicherheitssystems; 2. die NRC-Inspektoren berichten über Ergebnisse aus ihren Prüfungen. Die Sicherheitsbedeutung eines Indikatorwertes wird durch einen Vergleich mit den im ROP angegebenen Schwellenwerten bestimmt. Die Sicherheitsbedeutung von Prüfergebnissen wird mit Hilfe eines risiko-informierten Prozesses bestimmt, der „Significance Determination Process“ (SDP, Signifikanz-Feststellungs-Prozess) genannt wird. Die vom Betreiber und der Behörde ergriffenen Maßnahmen, die aus dem Niveau der Indikatoren und den SDP-Ergebnissen resultieren, werden durch eine „Handlungsmatrix“ (action matrix) bestimmt, die ebenfalls risiko-informiert ist.

Obwohl geringfügige Unterschiede bestehen mögen, scheint es, dass in der PSÜ und im ROP ergänzt durch periodische Überprüfungen der Effektivität der Betreiberprogramme die gleichen Informationen über die Betreiberleistung gesammelt werden. Der Unterschied liegt anscheinend in den daraus resultierenden Maßnahmen. Der Zweck der von der NRC betriebenen Aufsicht liegt darin, zu gewährleisten, dass der Betreiber seine „Current Licensing Basis“ (CLB, derzeitige Genehmigungsgrundlage) einhält, d.h. die Gesamtheit der Verpflichtungen des Betreibers, die es ihm erlauben, die Anlage zu betreiben. Dem liegt die Annahme zugrunde, dass eine Einhaltung der CLB zu einem „ausreichenden Schutz der öffentlichen Gesundheit und Sicherheit“ führt.

Gibt es Fortschritte im Stand von Wissenschaft und Technik, dann hat die NRC grundsätzlich zwei Möglichkeiten: Kommt die NRC zu dem Schluss, dass die neue Information den „erforderlichen Schutz“ betrifft, werden die Betreiber zu entsprechenden Maßnahmen aufgefordert. Betrifft die neue Erkenntnis den erforderlichen Schutz nicht, ist die NRC angehalten, eine Kosten-Nutzen-Analyse nach Maßgabe der Nachrüstungs-Regel durchzuführen, bevor sie den Betreibern neue Anforderungen auferlegt. Die Kosten-Nutzen Analyse ist ebenfalls risikoinformiert.

8.2 Finnland

Aufsichtliche Anforderungen an die PSÜ sind in dem finnischen Aufsichtsleitfaden YVL-1.1 „Aufsichtliche Kontrolle der Sicherheit in kerntechnischen Anlagen“ enthalten. Eine PSÜ basiert hauptsächlich auf den laufend aktualisierten Unterlagen, die in dem “Nuclear Energy Decree” (Kernenergie-Verordnung) aufgelistet sind. Diese Unterlagen decken FSAR (final safety analysis report), PSA, QS (Qualitätssicherungs)-Programme, technische Vorgaben, ein zusammenfassendes Programm für periodische Überprüfungen, Anordnungen für den Objektschutz, Notfälle und Kernmaterialüberwachung sowie Verwaltungsregeln für Strahlenüberwachungsprogramme für die Anlage und die Umwelt ab.

Die Sicherheitsbehörde (STUK) kann den anderen Behörden und der Öffentlichkeit durch das Einfordern einer PSÜ zeigen, dass die Anforderungen der Regierung z. B. bzgl. Sicherheitserhöhungen eingehalten werden. Für den Betreiber stellt die PSÜ eine Lernerfahrung dar und bietet eine Möglichkeit, Anlagenkenntnisse an die jüngere Generation weiter zu geben.

Der Betreiber sollte eine PSÜ einreichen, um eine Zustimmung zum Antrag auf Betriebszeitverlängerung zu erhalten. Sollte die Betriebsgenehmigung für einen Zeitraum erteilt worden sein, der die Zeitspanne von 10 Jahren erheblich überschreitet, fordert STUK eine PSÜ innerhalb von ca. 10 Jahren nach Durchführung der letzten PSÜ.

Die PSÜ stellt eine Überprüfung des Sicherheitsstatus einer Anlage durch ihren Betreiber dar und zeigt insbesondere potenzielle Gebiete des Erhalts und der Fortentwicklung des Sicherheitsniveaus auf. Die Überprüfung soll die folgenden Unterlagen einschließen:

- Bericht zur Einhaltung der Anforderungen, wie sie in den entsprechenden Aufsichtsrichtlinien und Regierungsentscheiden zu den allgemeinen Regelungen bzgl. Sicherheit, Notfallschutz und Objektschutz für kerntechnische Anlagen bestehen
- Zusammenfassung der aktualisierten Sicherheitsanalysen und Schlussfolgerungen aus ihren Ergebnissen
- Erfahrungen mit Anlagenalterung und Alterungsmanagement
- Beschreibung der Sicherheitskultur und des Sicherheitsmanagements des Betreibers
- Bericht über die Maßnahmen des Betreibers in Antwort auf die Anforderung

der Regierung, dass “zur weiteren Erhöhung der Sicherheit Maßnahmen unternommen werden sollen, die im Hinblick auf die Betriebserfahrung, die Ergebnisse der Sicherheitsforschung sowie den Fortschritt in Wissenschaft und Technik als gerechtfertigt angesehen werden können”

- Bericht über Einhaltung der Bedingungen der Betriebsgenehmigung
- Zusammenfassender Bericht über Einhaltung der Anforderungen an den Betrieb eines Kernkraftwerks, die im Atomgesetz festgelegt sind.

Für eine PSÜ existieren keine spezifischen Annahmekriterien. Der Betreiber muss belegen, dass die Sicherheitsfaktoren, wie sie in dem IAEA Safety Guide NS-G-2.10 „Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken“ [IAEA 2003] vorgeschlagen werden, ausreichend berücksichtigt wurden. Eine schriftliche Bewertung der PSÜ durch STUK enthält qualitative Aussagen zu den Sicherheitsfaktoren.

Eine PSÜ wird üblicherweise als Projekt von erfahrenen technischen Experten oder System-Ingenieuren zusammen mit jüngeren Kollegen durchgeführt. Der Gesamtaufwand für den Betreiber beträgt ungefähr 10 Mannjahre. Diese Zahl umfasst nicht die normale ständige Aktualisierung von Unterlagen.

Wird eine Verlängerung der Betriebsgenehmigung beantragt, reicht STUK eine Stellungnahme zum Antrag beim Wirtschafts- und Industrieministerium ein und fügt dieser eine eigene Sicherheitsbewertung bei. Eine separate PSÜ, die in keiner Beziehung mit einer in der Betriebsgenehmigung vorgeschriebenen PSÜ steht, wird von STUK geprüft und STUK trifft eine Entscheidung für eine Zustimmung anhand einer eigenen Sicherheitsbewertung.

8.3 Frankreich

In Frankreich werden Periodische Sicherheitsüberprüfungen auf Verlangen der Aufsichtsbehörde (unter Bezugnahme auf eine Verordnung) alle 10 Jahre durchgeführt. Sie spielen eine wichtige Rolle, um das Sicherheitsniveau der Anlagen zu erhalten und weiterzuentwickeln.

Die Ziele der Überprüfung sind:

- erstens ein Vergleich des Sicherheitsniveaus der Anlagen mit ihrem ursprünglichen „Sicherheitsreferenzsystem“, um sowohl eine mit der Zeit erfolgte Verschlechterung als auch Fehler und Schwächen der Sicherheitsanalyse zu erkennen. Dies ist die Konformitätsüberprüfung.

- zweitens ein Vergleich der Sicherheit der Anlagen mit den neuesten Sicherheitsstandards und den besten internationalen Vorgehensweisen, um das Sicherheitsniveau zu verbessern. Dies ist die Sicherheitsüberprüfung. Diese Überprüfung ermöglicht die Identifizierung von Änderungen, die voraussichtlich zu einer erheblichen Verbesserung des Sicherheitsniveaus führen, und die Aufstellung eines neuen „Sicherheitsreferenzsystems“. Anlagenstillstände innerhalb der nächsten 10 Jahre werden für die Umsetzung dieser Sicherheitsverbesserungen genutzt.

Der Überprüfungsprozess umfasst:

- eine Orientierungsphase, in der die Themen und der Umfang der Konformitäts- und Überprüfungsuntersuchungen vorläufig festgelegt werden,
- eine Untersuchungsphase, deren Ziel die Festlegung der vorzunehmenden Änderungen ist,
- und eine Phase, in der die Änderungen überprüft werden.

Nach der Untersuchungsphase wird die Themenauswahl für die Konformitätsüberprüfung des Reaktors endgültig festgelegt.

Jede der Phasen umfasst einen Vorschlag des Betreibers, Beratungen der Reaktorsicherheitskommission (GPR) und eine Stellungnahme der Aufsichtsbehörde (ASN), in der die einzuhaltenden Anforderungen festgelegt werden. Die Anforderungen beruhen auf den internationalen Betriebserfahrungen sowie den neuesten Sicherheitsstudien und Sicherheitsstandards.

Die Behörde kann ein bestimmtes Thema näher betrachten. Zum Beispiel wird sich die dritte Sicherheitsüberprüfung der 900 MW-Reaktoren zu einem großen Teil dem Alterungsmanagement (technische Aspekte und Kompetenzerhalt) widmen.

Abgesehen vom Sicherheitsmanagement und der Sicherheitskultur (Organisation und Verwaltung) sowie der Human Factor-Thematik, die Teil des normalen Aufsichtsverfahrens sind, werden die 14 Sicherheitsfaktoren, die in den die PSÜ betreffenden Safety Guides der IAEA definiert werden, im Hinblick auf eine kontinuierliche Verbesserung berücksichtigt.

Da die Kraftwerke standardisiert sind, werden die Untersuchungen für eine Reaktor-Baureihe durchgeführt. Eine repräsentative Anlage, die den derzeitigen von der Behörde festgelegten Sicherheitsreferenzen entspricht, dient als Grundlage für allgemeine Untersuchungen der einzelnen Baureihen. Im näch-

sten Schritt wird dargelegt, dass die in den allgemeinen Untersuchungen erhaltenen Ergebnisse auch für die einzelnen Anlagen der Baureihe gelten. Zusätzlich muss jede Anlage einer gesonderten Überprüfung unterzogen werden. Die Untersuchungen werden von der technischen Abteilung der EdF mit Unterstützung des Herstellers durchgeführt. Die einzelnen Kernkraftwerke führen die anlagen-spezifischen Untersuchungen durch.

Die Untersuchungsphase schließt eine deterministische Sicherheitsanalyse, eine probabilistische Sicherheitsanalyse und eine Gefährdungsanalyse ein. Die Anforderungen an eine Periodische Sicherheitsüberprüfung legen spezielle Analysevorschriften und hierfür anzuwendende Annahmekriterien fest.

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) dienen bei der PSÜ dazu, die Kernschadenshäufigkeit und deren Veränderung im Vergleich zur vorhergehenden PSÜ abzuschätzen. Dies schließt eine Analyse der Änderungen in den Anlagen-Kenndaten (z. B. Zuverlässigkeit der Einrichtungen) und in der Betriebsführung ein. Außerdem zeigt die Ermittlung der Hauptbeiträge zur Kernschadenshäufigkeit alle Schwachstellen auf, für die Auslegungs- und Betriebsänderungen untersucht werden können oder sogar als notwendig erachtet werden. Die Schwachstellen können nach ihrer Bedeutung gewichtet werden.

Für die dritte Sicherheitsüberprüfung der 900 MW-Reaktoren hat die Behörde den Betreiber außerdem aufgefordert, eine PSA der Stufe 2 und eine PSA hinsichtlich des Brandrisikos entsprechend einer von der Sachverständigenorganisation (IRSN) entwickelten Methodik durchzuführen. Ferner soll die PSA interne Überflutungen bei abgeschalteter Anlage, das Spröbruchrisiko des Reaktordruckgefäßes sowie ein Leck in den Systemen zur Sicherheitseinspeisung und Containmentsprühen ohne nennenswerte Erhöhung radiologischer Konsequenzen umfassen. Die dritte PSÜ der 900 MW-Reaktoren wurde im Oktober 2003 begonnen; über die hieraus resultierenden Änderungen wurde im Jahre 2005 entschieden, so dass sie auf der ersten Anlage realisiert werden können, die im Jahre 2008 zum dritten Mal im Abstand einer Dekade abgeschaltet wird.

Bei der dritten Sicherheitsüberprüfung der 1300 MW-Reaktoren wird die PSA das Erdbeben- und Überflutungsrisiko einschließen. Die zweite PSÜ der 1300 MW-Reaktoren wurde durch ASN im April 1999 begonnen; die sich daraus ergebenden Änderungen wurden auf der ersten Anlage realisiert, die im Jahre 2005 zum zweiten Mal im Abstand einer Dekade abgeschaltet wurde.

Die Änderungen werden hauptsächlich auf Grundlage der deterministischen Sicherheitsanalyse festgelegt. Eine Methode, die die PSA nutzt, befindet sich in

der Entwicklung. Damit soll der Nutzen von Änderungen bzgl. der Anlagensicherheit angemessener bewertet werden können, um Sicherheitsverbesserungen im Hinblick auf ihr Kosten/Nutzen-Verhältnis zu gewichten.

Vor dem ersten im Abstand einer Dekade in Verbindung mit der Sicherheitsüberprüfung stattfindenden Anlagenstillstand muss die Überprüfung zu einer Entscheidung über die Eignung des neuen Sicherheitsreferenzsystems und den Weiterbetrieb der Reaktoren nach dem Anlagenstillstand führen.

Im Fall einer positiven Begutachtung stimmt die Behörde einem Weiterbetrieb für weitere 10 Jahre bis zur nächsten Sicherheitsüberprüfung zu („kein Widerspruch gegen“).

Der Gesamtprozess führt zur Erstellung eines neuen, aktualisierten Sicherheitsberichts.

Die PSÜ ermöglicht eine Neubewertung des Sicherheitsniveaus unter Berücksichtigung der Änderungen der Anlagen-Kenndaten und der Betriebsführung sowie der neuesten Sicherheitsstudien, Sicherheitsstandards und internationalen Vorgehensweisen. Aus der Überprüfung ergeben sich Sicherheitsverbesserungen, die in Gruppen aufgeteilt werden, die während der zehnjährlichen Revisionen umgesetzt werden. Am Ende wird das Sicherheitsreferenzsystem endgültig geklärt und bis zur nächsten PSÜ festgeschrieben. Außerdem wird die Konformität jeder Anlage einschließlich ihrer Betriebsdokumentation mit dieser Referenz festgestellt.

8.4 Schweden

Das Ziel einer periodischen Sicherheitsüberprüfung zusammen mit den normalen Inspektionen besteht in der Schaffung einer Basis zur Beurteilung, ob eine nukleare Einrichtung auch zukünftig sicher betrieben werden kann. Zur Zeit der Bewertung soll die nukleare Einrichtung allen gültigen Sicherheitsregeln und –richtlinien genügen. Eine solche Bewertung wird alle zehn Jahre durchgeführt.

Die PSÜ sollte folgende Gebiete behandeln:

- (1) Auslegung und Konstruktion der Anlage einschließlich vorgenommener Änderungen,
- (2) Management, Kontrolle und Organisation nuklearer Aktivitäten,
- (3) Ausstattung mit Personal und seine Kompetenz,

- (4) Anlagenbetrieb einschließlich des Umgangs mit Schwachstellen in den Barrieren und im gestaffelten Sicherheitskonzept,
- (5) Fragen um den Reaktorkern, um den Brennstoff und um die Kritikalität,
- (6) Vorbereitung von Maßnahmen gegen Störfälle,
- (7) Fragen um Instandhaltung, Materialien und Inspektionen während des Betriebes, insbesondere unter Berücksichtigung von Alterungseffekten,
- (8) Erste und unabhängige Sicherheitsüberprüfung,
- (9) Untersuchungen von Ereignissen, Erfahrungsrückfluss und auswärtige Berichterstattung,
- (10) Baulicher Schutz,
- (11) Sicherheitsanalysen und Sicherheitsberichte,
- (12) Sicherheitsprogramme,
- (13) Erhaltung der Anlagen-Dokumentation,
- (14) Umgang mit nuklearem Material einschließlich seiner Entsorgung,
- (15) Kontrolle der Nichtweitergabe von nuklearem Material, Kontrolle seiner Ausfuhr und Transportsicherheit.

Der Punkt (2) umfasst die Gebiete {Mensch, Technik, Organisation}, Sicherheitsmanagement und Sicherheitskultur. Das Alterungsmanagement wird unter Punkt (7) behandelt.

Die Anforderungen der IAEA an eine PSÜ werden berücksichtigt und normalerweise als Grundlage benutzt.

Ausgenommen der vorangestellten Liste von Inhalten einer PSÜ existieren nur sehr begrenzt formale Richtlinien. Die Aufsichtsbehörde wünscht zu sehen, was das Personal des Kernkraftwerks selbst als wichtig für die Beurteilung der Sicherheit betrachtet. Zur Durchführung einer PSÜ wird ein Projekt ins Leben gerufen. Als Input für dieses Projekt werden Schwerpunkte der Untersuchungen und die Bewertungsmaßstäbe vorgegeben. Die Aufsichtsbehörde nimmt die endgültige Bewertung vor, wobei sie auf den Bewertungsbericht des Betreibers und auf andere Inspektionsaktivitäten zurückgreift. Der Betreiber stützt sich bei seiner Bewertung auf die Erfahrung und das Wissen in der Projektgruppe. Ihr gehören nur Ingenieure mit langjähriger kerntechnischer Erfahrung an. In vielen Fällen haben diese Personen an Aktivitäten von WANO (world association of

nuclear operators) teilgenommen. In einigen Fällen kann die Erfahrung auswärtiger Experten genutzt werden. Der Aufwand zur Durchführung und Bewertung einer PSÜ beläuft sich auf ca. 7 Mannjahre.

Die Aufsichtsbehörde benutzt bei ihrer Bewertung eigene Maßstäbe, internationale Richtlinien der IAEA sowie andere.

Zur Durchführung einer PSÜ und zu ihrer Überprüfung sind keine verschiedenen, sich ergänzenden Vorgehensweisen vorgeschrieben.

Die Anerkennung des PSÜ-Bewertungsberichtes durch die Aufsichtsbehörde ist notwendige Voraussetzung zur Verlängerung der Betriebserlaubnis. Befunde und Empfehlungen werden in die normalen Planungsaktivitäten aufgenommen. Jede PSÜ kann unterschiedliche Untersuchungs-Schwerpunkte aufweisen. Hierdurch kann man flexibel auf eigene Vorkommnisse sowie auf internationale Ereignisse reagieren.

Die Vorteile einer PSÜ lassen sich wie folgt zusammenfassen: Sie lenkt den Blick des Betreibers auf das, was für die zukünftige Sicherheit wichtig ist, und zeigt, wie sich der Erfahrungsrückfluss in Anlagenänderungen niederschlägt.

8.5 Ungarn

Bislang kann man in Ungarn zwischen zwei PSÜ-Kampagnen unterscheiden: Die erste begann 1996 und sollte alle fehlenden Dokumente ergänzen, die für den Sicherheitsnachweis erforderliche Informationen enthalten. Zu diesem Zeitpunkt war die PSÜ das umfassende und einzige Instrument, um die Sicherheit der Anlage im Hinblick auf internationale Richtlinien und Standards zu überprüfen. Im Folgenden liegt der Schwerpunkt auf dem gegenwärtigen Stand der PSÜ in Ungarn, der die zweite 2006 beginnende Kampagne betrifft.

Die Verordnung zur kerntechnischen Sicherheit, 1997 in Kraft getreten, fordert in Übereinstimmung mit dem US NRC Reg. Guide 1.70 die Überarbeitung und jährliche Aktualisierung des „Final Safety Analysis Report“ (FSAR). Folglich ist die PSÜ nicht das Instrument, um die Einhaltung der „current licensing basis“ (CLB, derzeitige Genehmigungsgrundlage) zu überprüfen. Dies ist der FSAR, der als „lebendes“ Dokument betrachtet wird und den aktuellen Zustand der Anlage wiedergibt. Die PSÜ dient dazu, die Sicherheit der gesamten Anlage im Hinblick auf langfristige Entwicklungen wie Alterung, Entwicklung von Wissenschaft, Methodologie und Sicherheitsanalysemethoden sowie im Hinblick auf neue Erkenntnisse zu Gefährdungen etc. zu bewerten. Die PSÜ soll

die Prognosen, die im Programm zur Genehmigungsverlängerung gemacht wurden, bestätigen und dient schließlich dazu, die Anlagensicherheit vor dem Hintergrund der besten internationalen Vorgehensweisen nachzuweisen. Gemäß der Vorschrift zur Reaktorsicherheit (Band 1) ist die PSÜ für den Betreiber verpflichtend. Die PSÜ stellt kein Instrument zur Verlängerung der Betriebsgenehmigung dar. Die Betriebsgenehmigung ist zeitlich durch die Auslegungszeitdauer der Anlage (30 Jahre) begrenzt, aber die Genehmigung kann in einem speziellen Verfahren, das ein zweistufiger Prozess ist, verlängert werden.

Das ungarische Regelwerk beschreibt explizit den erwarteten Inhalt einer PSÜ. Es folgt praktisch dem IAEA Safety Guide NS-G-2.10 [IAEA 2003] mit 14 Sicherheitsfaktoren. Sicherheitskultur und Alterungsmanagement werden behandelt, während MTO-Aspekte noch nicht berücksichtigt wurden.

Die ungarische Aufsichtsbehörde (HAEA) hat einzelne, anlagenspezifische und detaillierte Anforderungen an den Inhalt einer PSÜ in Form eines Anhangs zur behördlichen Anordnung zur Durchführung einer PSÜ herausgegeben. Derzeit fasst eine neu entwickelte, im Entwurf vorliegende Richtlinie die bislang gesammelten Erfahrungen zusammen. Dieser Entwurf nimmt auf viele Veröffentlichungen der IAEA Bezug. Eine interne Anweisung, die einige Vorgaben für die Prüfung der formalen Vollständigkeit und der Eindeutigkeit umfasst, gibt den Rahmen für die aufsichtliche Bewertung der PSÜ vor. Daher können die Anforderungen als präskriptiv betrachtet werden. Die detaillierten Anforderungen an den Inhalt in Form einer behördlichen Anordnung sind rechtlich bindend. Aus technischer Sicht sollen die Qualitätsmanagementsysteme des Betreibers und der Behörde die Beteiligung von sachkundigen Mitarbeitern gewährleisten.

Der Bericht zur PSÜ wird unter Berücksichtigung der o.g. detaillierten Anforderungen an seinen Inhalt geprüft. Die allgemeinen Kriterien sind im Atomgesetz (Abschnitt 9) festgelegt. Die spezifischen Kriterien sind im FSAR enthalten, da dieses Dokument die Sicherheit der Anlagenauslegung darstellt und die Auslegungsgrundlage der Anlage mit den entsprechenden Auslegungsanforderungen an Systeme und Einrichtungen behandelt.

Das mit der Durchführung einer PSÜ betraute Personal des Betreibers kann klar bestimmte Aussagen treffen, während das Personal der Aufsichtsbehörde eine hinterfragende Grundeinstellung haben sollte. Das Personal des Betreibers besteht hauptsächlich aus Ingenieuren, die mit ihren Systemen sehr vertraut sind. Die Aufgaben der PSÜ werden von einem internen Team und externen Sachverständigenorganisationen wahrgenommen. Neben der Bildung eines PSÜ-Teams wird ein Qualitätssicherungsprogramm für die PSÜ entwickelt.

Die Mitglieder des PSÜ-Teams bereiten sich durch Schulungsmaßnahmen, methodische Studien und spezielle Übungen vor.

Die Mitarbeiter der Behörde sollten eine mehr allgemeine Sichtweise haben, sie bilden eine Bewertungsgruppe. Die Gruppe besteht aus Inspektoren; Sachverständigenorganisationen sind ebenfalls in die Bewertung eingebunden. Die Behörde hat ein Schulungsprogramm, in dem viele Themen aus dem FSAR regelmäßig behandelt werden, insbesondere für neue Forschungsergebnisse. Eine spezielle Schulung für die Bewertung einer PSÜ existiert in der Behörde nicht.

Die ersten PSÜs, die eine ungewöhnliche Zielsetzung hatten, nahmen ungefähr 200 Mannjahre in Anspruch. Die PSÜ für einen Doppelblock (1995-1996 Blöcke 1 und 2, 1997-1999 Blöcke 3 und 4) dauerte jeweils 2 Jahre; die Bewertung durch die Behörde erforderte 3 Mannjahre.

Während der derzeitigen PSÜ-Kampagne werden probabilistische Sicherheitsanalysen durchgeführt. Die Studien bestehen aus einer PSA der Stufe 1 mit internen Ereignissen, einer PSA der Stufe 2, PSA zu internem Brand und Überflutung, Erdbeben, Kühlung des Brennelementlagerbeckens und Absturz schwerer Lasten sowie Untersuchung von Borverdünnungstransienten. Die Ergebnisse der PSA werden zusammen mit der deterministischen Vorgehensweise (ingenieurmäßige Beurteilung, formaler Vergleich mit dem Regelwerk) genutzt, um Anlagenverbesserungen zeitlich zu staffeln.

Der Nutzen der PSÜ wird in der Ermittlung von erforderlichen Sicherheitsnachrüstungen und deren zeitlicher Wichtung gesehen. Außerdem dient die PSÜ der Aus- und Weiterbildung, stellt eine Grundlage für den nationalen Bericht dar, der im Rahmen des internationalen Übereinkommens über nukleare Sicherheit einzureichen ist, und dient der Darstellung der Anlagensicherheit gegenüber der Öffentlichkeit und dem internationalen Umfeld, das die PSÜ als ein von der IAEA bevorzugtes Instrument zum Nachweis der Anlagensicherheit anerkennt.

8.6 IAEA

Der IAEA Safety Guide NS-G-2.10 "Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants" [IAEA 2003] aus dem Jahr 2002 ist eine Revision des Vorläuferdokuments aus dem Jahr 1994 und zählt zu den Safety Requirements "Safety of Nuclear Power Plants: Operation". Er diente als Grundlage für den Vergleich, den die WENRA im Rahmen ihres Harmonisierungsprojekts durchgeführt hat [WE 2006].

Die WENRA behandelt die entsprechenden Anforderungen unter dem Thema P (Themenbereich „Safety verification“).

“Die PSÜ wird als effektive Methode betrachtet, um eine Übersicht über das aktuelle Sicherheitsniveau der Anlagen zu gewinnen sowie um sinnvolle und geeignete Änderungen festzulegen, um ein hohes Sicherheitsniveau zu bewahren und die Sicherheit älterer Anlagen auf ein mit neueren Anlagen vergleichbares Niveau zu heben. Hierzu ist es nützlich, jegliche die Betriebsdauer begrenzenden Eigenschaften und Einrichtungen zu identifizieren, um die Wirksamkeit vorgeschlagener Änderungen bewerten zu können.die erste PSÜ sollte ungefähr 10 Jahre nach der Inbetriebnahme einer Anlage durchgeführt werden, die weiteren PSÜs sollten jeweils im Abstand von 10 Jahren folgen.“

Innerhalb von 10 Jahren sind Änderungen des Regelwerks oder Ergebnisse aus Forschung und Entwicklung zu beobachten, die durch Änderungen der Auslegung und des Betriebsregimes, durch Weiterentwicklungen der Technologie oder insbesondere im Bereich der Leittechnik infolge abgekündigter Komponenten zu berücksichtigen sind. Die PSÜ schließt die Bewertung des internationalen Erfahrungsrückflusses, die Auswirkungen von bisherigen Anlagenänderungen sowie Alterungseffekte ein. Sie ermöglicht auch die Berücksichtigung der Betriebsführung und -organisation sowie der Personalausstattung und vermeidet dadurch einen zu großen Wissens- und Erfahrungsverlust beim Betreiber oder bei der Aufsichtsbehörde.

Eine PSÜ sollte alle Sicherheitsaspekte der Anlage umfassen, d.h. alle Einrichtungen und Systeme, Gebäude und Komponenten, für die eine Genehmigung vorliegt (Einrichtungen zur Abfallbehandlung und Simulatoren vor Ort eingeschlossen) sowie deren Betrieb zusammen mit Personal und Organisation. Sie schließt ferner den Strahlenschutz, den Notfallschutz und die Auswirkungen auf die Umwelt ein.

Im IAEA Safety Guide wird vorgeschlagen, folgende Sicherheitsfaktoren bei einer PSÜ zu berücksichtigen:

- Anlage: Auslegung, aktueller Zustand der Sicherheitssysteme und Komponenten, Qualifizierung der Einrichtungen, Alterung;
- Sicherheitsanalyse: deterministisch und probabilistisch, Risikoanalyse;
- Verhalten und Erfahrungsrückfluss: Sicherheitsverhalten, Nutzung der Betriebserfahrungen anderer Anlagen, Forschungsergebnisse;

- Betriebsführung: Organisation und Betriebsführung, Verfahrensweisen, Human Factor, Strahlenschutz, Notfallschutz;
- Umwelt: radiologische Auswirkungen auf die Umwelt;
- Ganzheitliche Bewertung basierend auf der Überprüfung der einzelnen Sicherheitsfaktoren und der beschlossenen Nachrüstungen und Sicherheitsverbesserungen.

Qualitätssicherung, Sicherheitskultur und Strahlenschutz werden nicht als gesonderte Faktoren betrachtet, da sie integraler Bestandteil der Sicherheit sind. Die Liste kann allerdings an besondere Betrachtungen und Einrichtungen angepasst werden. Sie sollte mit der Aufsichtsbehörde vereinbart werden, bevor der Betreiber die PSÜ durchführt.

Die Verantwortung für die Durchführung einer PSÜ und die Berichterstattung über die Ergebnisse trägt der Betreiber. Die Aufsichtsbehörde ist dafür verantwortlich (siehe Bild 2), dass die Anforderungen festgelegt oder gebilligt werden, dass die Durchführung, die Ergebnisse sowie die Nachrüstungen oder Sicherheitsverbesserungen begutachtet werden und dass schließlich der Regierung und der Öffentlichkeit Bericht erstattet wird.

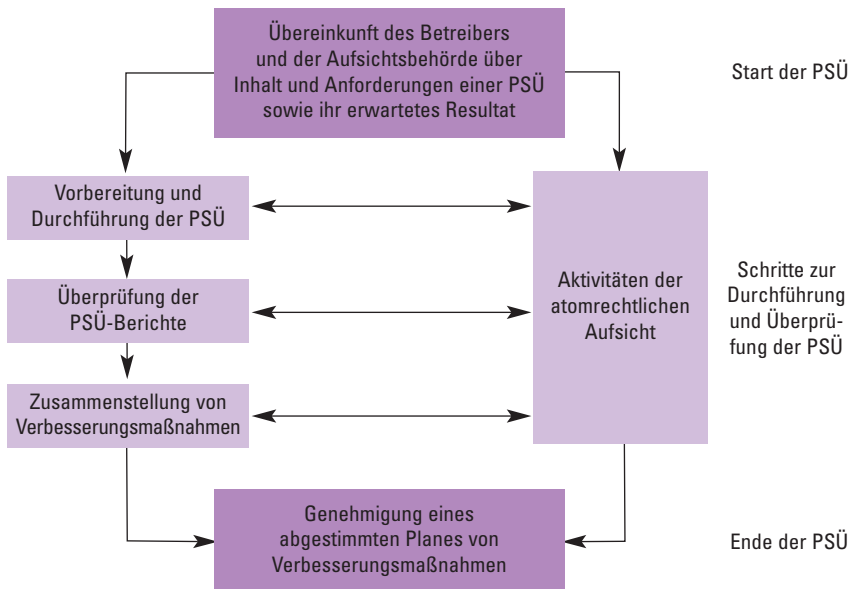


Bild 2: Ablaufplan zum PSÜ-Prozess gemäß IAEA

Als Ergebnis einer PSÜ kann nicht bei allen Sicherheitsaspekten vollständig das derzeitige Sicherheitsniveau von modernen Anlagen erreicht werden, da Nachrüstungen nicht immer durchgeführt werden können. Wenn über bedeutende Abweichungen oder Unterschiede/Defizite berichtet wird, sollte dies zu einer entsprechenden Risikobewertung führen. Das Risiko des Weiterbetriebs der Anlage mit allen anderen durch Nachrüstungen behobenen Defiziten sollte bewertet werden. Die PSA, das Expertenurteil und die verbleibende Betriebszeit sind wichtige dabei zu betrachtende Gesichtspunkte.

9 Literatur

- [BMU 1997] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland vom 18. August 1997,
 - Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung
 - Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse
 - Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse
 vom Dezember 1996, Bundesanzeiger Nr. 232a vom 11. Dezember 1997
- [BMU 2005] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bekanntmachung des Leitfadens zur Durchführung der „Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse –“ vom 30. August 2005, Bundesanzeiger Nr. 207a vom 03. November 2005
- [IAEA 2003] IAEA, Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Safety Guide Safety Standards Series No. NS-G-2.10 ISBN 92-0-108503-6, 12. September 2003 <http://www-pub.iaea.org>
- [ILK 2001] ILK, ILK-Empfehlungen zur Nutzung von Probabilistischen Sicherheitsanalysen im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren ILK-04, Mai 2001, Seite 12 <http://www.ilk-online.org>

- [ILK 2005] ILK, ILK-Stellungnahme zum Umgang der Aufsichtsbehörde mit den von den Betreibern durchgeführten Selbstbewertungen der Sicherheitskultur
ILK-19, Januar 2005
<http://www.ilk-online.org>
- [KTA 2000] Kerntechnischer Ausschuss (KTA), KTA-Sicherheitsgrundlagen, Regelentwurfsvorlage, Fassung 6/01
- [WE 2006] WENRA, Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries
Reactor Harmonization Working Group, RHWG,
Januar 2006, Seiten 19, 20, 52 ,53 ,54
<http://www.wenra.org>

10 Danksagung

Die ILK dankt insbesondere den Herren K. Hamar von der ungarischen Aufsichtsbehörde HAEA und T. Katona vom Kernkraftwerk Paks für den ungarischen Beitrag.

11 Liste der Abkürzungen

ASN	Autorité de Sûreté Nucléaire; Aufsichtsbehörde Frankreichs
AtG	Atomgesetz
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
CDF	core damage frequency; Kernschmelzhäufigkeit
CLB	current licensing basis
DWR	Druckwasserreaktor
EdF	Electricité de France
FSAR	Endgültiger Sicherheitsbericht, Final Safety Analysis Report
GPR	Groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires
HAEA	Hungarian Atomic Energy Authority; Aufsichtsbehörde Ungarns
IAEA	International Atomic Energy Agency, Internat. Atomenergiebehörde
ILK	Internationale Länderkommission Kerntechnik

IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LERF	large early release frequency; Häufigkeit großer früher Freisetzungen von Radioaktivität
MTO	Mensch, Technik, Organisation
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NS-G	Nuclear Safety – Guide
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
QS	Qualitätssicherung
RHWG	Reactor Harmonization Working Group
ROP	Reactor Oversight Process; Reaktor-Aufsichts-Verfahren
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SA	Sicherungsanalyse
SDP	Significance Determination Process; Signifikanz-Feststellungs-Prozess
SSA	Sicherheitsstatusanalyse
STUK	Aufsichtsbehörde Finnlands, Säteilyturvakeskus, Radiation and Nuclear Safety Authority
SWR	Siedewasserreaktor
USA	Vereinigte Staaten von Amerika
WANO	World Association of Nuclear Operators
WENRA	Western European Nuclear Regulator's Association

1. **Prof. Dr. George Apostolakis, USA**
Professor für Kerntechnik und Techniksysteme am Massachusetts Institute of Technology (MIT) in Cambridge, USA
2. **Prof. Dr. phil., Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer, Deutschland**
Geschäftsführer der ISaR Institute for Safety and Reliability GmbH
Lehrstuhl für Reaktordynamik und Reaktorsicherheit der Technischen Universität München
3. **Annick Carnino, Frankreich**
Ehem. Direktorin des Bereichs Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen bei der IAEA
4. **Jean-Claude Chevallon, Frankreich**
Ehem. Vizepräsident „Kerntechnische Stromerzeugung“ bei EDF, Frankreich
5. **Prof. Dr.-Ing. habil. Hans Dieter Fischer, Deutschland**
Inhaber des Lehrstuhls für Nachrichtentechnik der Ruhr-Universität Bochum
6. **Bo Gustafsson, Schweden**
Vorstandsvorsitzender der SKB International Consultants AB, Schweden
7. **Prof. Dr. rer. nat. habil. Winfried Hacker, Deutschland**
Ehem. Professor für Allgemeine Psychologie an der Technischen Universität Dresden
8. **Prof. Dr.-Ing. habil. Wolfgang Kröger, Schweiz**
Inhaber des Lehrstuhls für Sicherheitstechnik und Leiter des Laboratoriums für Sicherheitsanalytik an der ETH Zürich
9. **Dr.-Ing. Erwin Lindauer, Deutschland** (Vorsitzender der ILK)
Ehem. Geschäftsführer der GfS Gesellschaft für Simulatorschulung mbH
Ehem. Geschäftsführer der KSG Kraftwerks-Simulator-Gesellschaft mbH
10. **Dr. Serge Prêtre, Schweiz** (stellvertretender Vorsitzender der ILK)
Direktor (a.D.) der schweizerischen atomrechtlichen Aufsichtsbehörde HSK
Vorsitzender der ILK von Dezember 2000 bis Januar 2006
11. **Antero Tamminen, Finnland**
Ehem. langjähriger Technischer Direktor des KKW Loviisa, Finnland

(Liste in alphabetischer Reihenfolge)

- ILK-01** ILK-Stellungnahme zur Beförderung von abgebrannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen (Juli 2000)
- ILK-02** ILK-Stellungnahme zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen (Juli 2000)
- ILK-03** ILK-Stellungnahme zur Sicherheit der Kernenergienutzung in Deutschland (Juli 2000)
- ILK-04** ILK-Empfehlungen zur Nutzung von Probabilistischen Sicherheitsanalysen im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren (Mai 2001)
- ILK-05** ILK-Empfehlung zur Förderung der internationalen technisch-wissenschaftlichen Kontakte der deutschen Länderbehörden für nukleare Sicherheit (Oktober 2001)
- ILK-06** ILK-Stellungnahme zum Entwurf vom 5. Juli 2001 der Atomgesetzänderung (Oktober 2001)
- ILK-07** ILK-Stellungnahme zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente (November 2001)
- ILK-08** ILK-Stellungnahme zur möglichen Eignung des Standortes Gorleben als geologisches Endlager für radioaktive Abfälle (Januar 2002)
- ILK-09** ILK-Stellungnahme zu übergeordneten Schlussfolgerungen aus den Ereignissen in KKP 2 in Zusammenhang mit der Revision 2001 (Mai 2002)
- ILK-10** ILK-Stellungnahme zum Umgang mit dem Fragenkatalog der GRS zur „Praxis des Sicherheitsmanagements in den Kernkraftwerken in Deutschland“ (Juli 2002)
- ILK-11** ILK-Empfehlung zur Durchführung von internationalen Überprüfungen im Bereich der nuklearen Sicherheit in Deutschland (September 2002)
- ILK-12** Interner ILK-Bericht zum gezielten Absturz von Passagierflugzeugen auf Kernkraftwerke (März 2003)
- ILK-13** ILK-Stellungnahme zu den EU-Richtlinienvorschlägen zur kerntechnischen Sicherheit und zur Entsorgung radioaktiver Abfälle (Mai 2003)
- ILK-14** ILK-Stellungnahme zu den Empfehlungen des Arbeitskreises Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd) (September 2003)
- ILK-15** ILK-Empfehlung zur Vermeidung von gemeinsam verursachten Ausfällen bei digitalen Schutzsystemen (September 2003)
- ILK-16** ILK-Stellungnahme zur Bewertung der Nachhaltigkeit der Kernenergie und anderer Technologien zur Stromerzeugung (Januar 2004)
- ILK-17** ILK-Stellungnahme zum Kompetenzerhalt auf dem Gebiet der Kerntechnik in Deutschland (März 2004)

- ILK-18** ILK-Bericht: Zusammenfassung des 2. Internationalen ILK-Symposiums „Harmonisierung von nuklearen Sicherheitsanforderungen – Eine Chance für mehr Transparenz und Effektivität?“ (Mai 2004)
- ILK-19** ILK-Stellungnahme zum Umgang der Aufsichtsbehörde mit den von den Betreibern durchgeführten Selbstbewertungen der Sicherheitskultur (Januar 2005)
- ILK-20** ILK-Stellungnahme zu Anforderungen bei Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall der Schnellabschaltung (ATWS) (März 2005)
- ILK-21** ILK-Bericht: Zusammenfassung des Internationalen ILK-Workshops "Nachhaltigkeit" (Mai 2005)
- ILK-22** ILK-Empfehlungen zu Anforderungen an ein zeitgemäßes Allgemeines Kerntechnisches Regelwerk in Deutschland (Juli 2005)
- ILK-23** ILK-Stellungnahme zur Festlegung von Betriebszeiten für Kernkraftwerke in Deutschland (September 2005)
- ILK-24** ILK-Stellungnahme zur Nutzung der Kernenergie in Deutschland (November 2005)
- ILK-25** ILK-Empfehlung zur Revitalisierung der Endlagerprojekte Gorleben und Konrad (November 2005)
- ILK-26** ILK-Stellungnahme zu den Auswirkungen des Unfalls von Tschernobyl – Eine Bestandsaufnahme nach 20 Jahren (Januar 2006)
- ILK-27** ILK-Empfehlungen zur Weiterentwicklung der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen in Deutschland (November 2006)
- CD mit Vorträgen des ILK-Symposiums „Chancen und Risiken der Kernenergie“ im April 2001
 - Tagungsband mit Vorträgen des 2. ILK-Symposiums „Harmonisierung von nuklearen Sicherheitsanforderungen – Eine Chance für mehr Transparenz und Effektivität?“ im Oktober 2003

Bitte besuchen Sie unsere Homepage <http://www.ilk-online.org>, um den neuesten Stand unserer Veröffentlichungen zu erfahren und die dort angegebenen Empfehlungen und Stellungnahmen herunterzuladen oder kostenfrei zu bestellen.

Für weiterführende Informationen zu den momentan von der ILK bearbeiteten Themen möchten wir Sie auf die Seite „Aktuelles“ unserer Homepage verweisen.