

# ILK

INTERNATIONALE  
LÄNDERKOMMISSION  
KERntechnik

Baden-Württemberg · Bayern · Hessen



## ILK-Stellungnahme

zur Festlegung von Betriebszeiten für  
Kernkraftwerke in Deutschland

*For the english version, please flip this booklet over!*

**September 2005**  
**Nr.: ILK-23 D**

## Vorwort

Die Internationale Länderkommission Kerntechnik - ILK - der Länder Baden-Württemberg, Bayern und Hessen wurde im Oktober 1999 gegründet und besteht derzeit aus 13 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 Frage, wie lange Kernkraftwerke unter Aufrechterhaltung einer hohen Sicherheit betrieben werden können, spielte in den letzten Jahren in der Fachdiskussion weltweit eine wichtige Rolle. Die ILK hat sich generell mit den Anforderungen beschäftigt, die an die Festlegung von Betriebszeiten für Kernkraftwerke zu stellen sind. Die ILK hat dabei die in Frankreich, der Schweiz und den USA praktizierten Vorgehensweisen ebenso berücksichtigt wie generische Anforderungen an die kerntechnische Sicherheit. In der vorliegenden Publikation, die im Nachgang zur 37. ILK-Sitzung am 26./27. September 2005 in Stuttgart verabschiedet wurde, spricht sich die ILK für eine Aufhebung der derzeitigen Begrenzung der Stromerzeugungskontingente deutscher Kernkraftwerke aus und nennt gleichzeitig die dafür notwendigen Bedingungen. Dazu zählt vor allem eine vor Ablauf von 40 Betriebsjahren zu erfolgende besondere Sicherheitsüberprüfung, deren Ergebnis von der zuständigen Behörde bewertet wird.

Diese Stellungnahme wendet sich an die Landesbehörden als Auftraggeber der ILK, aber auch an die Bundesbehörden, die Betreiber und die Politik.

Der Vorsitzende



Dr. Serge Prêtre

Vorwort	2
Zusammenfassung	4
1 Einführung	6
2 Vor- und Nachteile einer Begrenzung der Betriebszeit	7
3 Gewährleistung der Sicherheit bei längeren Betriebszeiten	8
3.1 Technische Maßnahmen	8
3.1.1 Beherrschung von Alterungseffekten	8
3.1.2 Verbesserung der Sicherheit	10
3.2 Maßnahmen der Betriebsführung	12
4 Internationale Situation	16
4.1 USA	16
4.2 Frankreich	17
4.3 Schweiz	18
4.4 IAEO	19
5 Bewertung und Empfehlungen der ILK	20
6 Schlussbemerkungen	22
7 Ergänzender Kommentar des ILK-Mitglieds Prof. George E. Apostolakis	22
8 Literatur	24
Anhang	26
Mitglieder der ILK	27
ILK-Veröffentlichungen	29

### ILK - Geschäftsstelle beim Bayerischen Landesamt für Umwelt

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](mailto:info@ilk-online.org)  
<http://www.ilk-online.org>

## Zusammenfassung

Die Frage, wie lange Kernkraftwerke unter Aufrechterhaltung einer hohen Sicherheit betrieben werden können, spielte in den letzten Jahren in der Fachdiskussion weltweit eine wichtige Rolle. Es besteht sehr weitgehende Übereinstimmung, welche Prüfungen durchzuführen und welche Maßnahmen zu ergreifen sind, um solche Anlagen über längere Zeit sicher betreiben zu können. In den meisten Ländern sind Betriebsgenehmigungen für Kernkraftwerke nicht befristet; dies trifft auch für Deutschland zu. Die Berechtigung zum Leistungsbetrieb erlischt jedoch, wenn eine Anlage ihr zugelassenes Stromerzeugungskontingent verbraucht hat. Dieses entspricht einem im Atomgesetz (AtG) für das einzelne Kernkraftwerk festgelegten Wert, der sich an einer Betriebszeit von 32 Jahren orientiert.

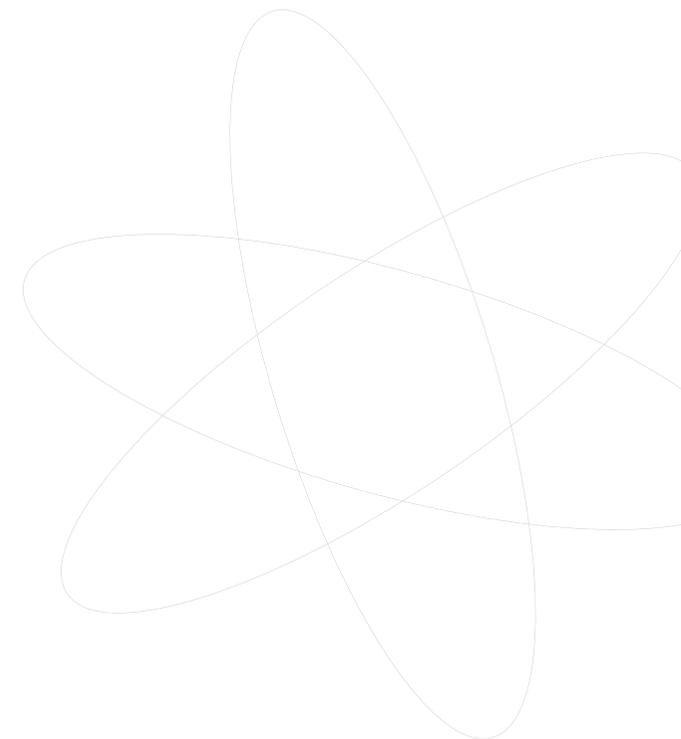
Die ILK ist aufgrund der Betriebserfahrungen mit den laufenden Anlagen sowie der vorliegenden Forschungsergebnisse der Ansicht, dass es keine sicherheitstechnischen Gründe gibt, die Betriebszeit von Kernkraftwerken a priori zu begrenzen. Die ILK weist darauf hin, dass die deutschen Kernkraftwerke einen hohen Sicherheitsstandard aufweisen, der ständig durch die Aufsichtsbehörde überwacht wird. Die Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ), die alle 10 Jahre erfolgen, sind ein Bestandteil dieses Aufsichtsprozesses. Sie ist jedoch der Ansicht, dass es bei sehr langen Betriebszeiten zweckmäßig ist, eine Fortsetzung des Betriebes von einer erneuten Überprüfung abhängig zu machen; dazu ist nachzuweisen, dass die Anlage ein Sicherheitsniveau aufweist, das den Anforderungen für den bevorstehenden Betriebszeitraum entspricht.

Die ILK hält folgendes Vorgehen für zweckmäßig:

- Die derzeit im Atomgesetz festgelegten Begrenzungen der Produktionsmengen sollten aufgehoben werden,
- Über den Erhalt des bestehenden Sicherheitsstandards hinaus sollten die Betreiber Verbesserungsmaßnahmen zur weiteren Reduzierung des Restrisikos prüfen und soweit sinnvoll umsetzen. Die Wirksamkeit der PSÜ in ihrer bisherigen Form sollte überprüft und die Leitfäden zu ihrer Anwendung ggf. entsprechend weiterentwickelt werden,
- Spätestens nach einer Betriebszeit von 40 Jahren werden besondere Sicherheitsüberprüfungen vom Betreiber vorgelegt und von der Behörde bewertet. Der Betrieb kann jeweils für weitere 10 Jahre fortgesetzt werden, sofern die Behörde keine Einwände erhebt.

Die besondere Sicherheitsüberprüfung umfasst neben dem Umfang einer PSÜ auch die folgenden Anforderungen:

- Der aktuelle oder bis zum Beginn der Verlängerung geplante Zustand der Anlage ist mit den Anforderungen der Sicherheitskriterien und der RSK-Leitlinien zu vergleichen.
- Die Betriebsführung erfolgt nach aktuell besten Vorgehensweisen.
- Es existiert ein wirksames Alterungsmanagement.
- Eine aktuelle Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA), die alle Betriebszustände abdeckt, liegt für Level 1 und Level 2 vor.
- Nachrüstungen, die zur Aufrechterhaltung des bestehenden Sicherheitsniveaus erforderlich sind oder nach den Maßstäben der Verhältnismäßigkeit der Mittel zu einer weiteren Verbesserung des Sicherheitsniveaus führen, wurden oder werden durchgeführt.



## 1 Einführung

In Deutschland sind die Betriebsgenehmigungen für Kernkraftwerke zeitlich nicht befristet. Die Berechtigung zum Leistungsbetrieb erlischt jedoch, wenn eine Anlage ihr zugelassenes Stromerzeugungskontingent verbraucht hat. Dieses entspricht entweder einem im Atomgesetz (AtG) für das einzelne Kernkraftwerk festgelegten Wert, der sich an einer Betriebszeit von 32 Jahren orientiert, oder einem anderen durch Übertragung zwischen verschiedenen Kernkraftwerken zustande gekommenen Wert [1]. Damit ist die Gesamtmenge der in Deutschland aus Kernenergie zu erzeugenden elektrischen Energie begrenzt, nicht aber die Erzeugungsmenge oder die Betriebszeit einzelner Anlagen. Die ILK hat in ihrer Stellungnahme zur AtG-Novelle [2] darauf hingewiesen, dass diese Festlegungen, die im Jahre 2002 aufgenommen wurden, keine sicherheitstechnische Begründung haben<sup>1</sup>. Es handelt sich um den Kompromiss, den die Bundesregierung bei ihrem Ziel eines sog. Atomausstieges mit den Betreibern der Kernkraftwerke aushandeln konnte.

Für die Auslegung von technischen Anlagen wird normalerweise ein Referenzzeitraum zugrunde gelegt. Er dient zur Festlegung des Gesamtumfanges solcher Belastungen, bei denen nicht das Einzelereignis, sondern die Aufsummierung über die Zeit für die Beanspruchung der Anlage und ihrer Komponenten maßgebend ist. Bei Kernkraftwerken ist dies z. B. die Versprödung von Druckbehälter-Werkstoffen durch die Einwirkung schneller Neutronen oder die Anzahl von Transienten, die über Druck- oder Temperaturänderungen zur Ermüdung von Werkstoffen beitragen. Während der Betriebszeit einer Anlage können die tatsächlich auftretenden Belastungen von den bei der Auslegung angenommenen abweichen oder der Kenntnisstand über die Auswirkungen der Belastungen auf die Strukturen der Anlage kann sich ändern. Die tatsächlich mögliche technische Lebensdauer von Komponenten bzw. der gesamten Anlage kann daher von dem für den Sicherheitsnachweis gewählten Referenzzeitraum abweichen. Weiterhin kann die Lebensdauer durch Austausch von Komponenten oder durch andere Maßnahmen verlängert werden. Für die meisten heute in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke, darunter alle deutschen, beträgt dieser auf damaligen konservativen Erkenntnissen basierende Referenzzeitraum 40 Jahre, bei einigen 30. Für die Auslegung des EPR, der in Finnland gebaut wird, werden 60 Jahre zugrunde gelegt.

<sup>1</sup> Aussage der Bundesregierung auf Fragen bei der 2./3. Überprüfungstagung des Übereinkommens über nukleare Sicherheit: "The standard lifetime of 32 years has no technical basis. It is the result of a political agreement. This lifetime was defined on the base of a compromise between industry referring to the constitutionally based protection of investments and the government wanting to phase out of nuclear power as soon as possible." [19], [20]

Die Frage, wie lange Kernkraftwerke unter Aufrechterhaltung einer hohen Sicherheit betrieben werden können, spielte in den letzten Jahren in der Fachdiskussion weltweit eine wichtige Rolle. Es besteht weitgehende internationale Übereinstimmung, welche Überprüfungen durchzuführen sind, um festzustellen, ob eine Anlage noch über einen längeren Zeitraum betrieben werden kann, und welche Maßnahmen zu ergreifen sind, um die Sicherheit über eine lange Betriebszeit zu gewährleisten.

In den meisten Ländern sind die Betriebsgenehmigungen für Kernkraftwerke nicht befristet. Eine zeitliche Befristung auf 40 Jahre existiert in den USA. Dort ist eine Verlängerung um 20 Jahre möglich und inzwischen bereits für zahlreiche Anlagen genehmigt.

Die ILK ist der Ansicht, dass bei der Festlegung von Betriebszeiten von Kernkraftwerken ihre Sicherheit erste Priorität haben muss. Sie ist jedoch auch der Ansicht, dass eine gesetzlich vorgeschriebene Stilllegung von Kraftwerken eine ökonomische Verschwendung darstellt und daher unterbleiben sollte, so lange diese Kraftwerke sicher betrieben werden können. Die ILK nimmt im folgenden dazu Stellung, wie nach ihrer Ansicht sicherheitstechnische Gesichtspunkte bei der Bestimmung von Betriebszeiten bestmöglich berücksichtigt werden.

## 2 Vor- und Nachteile einer Begrenzung der Betriebszeit

Auf die Sicherheit einer Anlage hat es keinen direkten Einfluss, ob ihr Betrieb zeitlich oder bezüglich der Produktionsmenge begrenzt ist. Aber die Tatsache, dass der Betrieb begrenzt ist, kann indirekte Auswirkungen haben:

- Eine Begrenzung des Betriebes, die auf Antrag verlängert werden kann, beinhaltet eine Planungsunsicherheit, weil bis zur Entscheidung über die Verlängerung nicht bekannt ist, ob die Anlage über die Begrenzung hinaus betrieben werden darf. Größere Investitionen, auch solche, die die Sicherheit verbessern, werden unter Umständen nicht vorgenommen oder aufgeschoben. Ebenso könnte die rechtzeitige Bereitstellung einer ausreichenden Personalausstattung leiden, weil das Unternehmen abwartet oder auch, weil qualifizierte Bewerber durch eine unklare Perspektive abgehalten werden. Diese Nachteile fallen allerdings nur ins Gewicht, wenn die Verlängerung nicht rechtzeitig vor Ablauf der Begrenzung erfolgt. Vergleichbare Probleme können im Übrigen auch auftreten, wenn der Betreiber von sich aus den Betrieb einstellt. Allerdings hat er dann bessere Möglichkeiten, sich planerisch darauf einzustellen, weil er den Termin bestimmt.

- Ein sicherheitstechnischer Vorteil einer begrenzten Betriebszeit kann darin gesehen werden, dass für die Zeit der Verlängerung höhere Anforderungen an die Sicherheit gestellt werden können, als sie bei fortgesetztem Betrieb ohne neuerliche Entscheidung über den Weiterbetrieb zur Anwendung kommen. Dies eröffnet eine zusätzliche Möglichkeit, den fortgeschrittenen Stand der Sicherheitstechnik oder ein erhöhtes Sicherheitsbedürfnis der Gesellschaft zu berücksichtigen. Beides kann sich in Zeiträumen von 40 - 60 Jahren erheblich ändern. Zwar sollte der Betreiber auch bei einer unbegrenzten Genehmigung dem Stand von Wissenschaft und Technik soweit sinnvoll folgen und seine Anlage entsprechend nachrüsten; für die Frage, ob er seine Anlage weiter betreiben darf, ist aber in Deutschland nicht der Vergleich mit diesem Stand ausschlaggebend, sondern ob durch die Anlage eine erhebliche Gefährdung der Beschäftigten, Dritter oder der Allgemeinheit gegeben ist. Dieser Bestandsschutz ist ohne Zweifel im Sinne der Rechtssicherheit erforderlich, diskutabel ist aber, ob er für unbegrenzte Zeit gewährt werden sollte.

### 3 Gewährleistung der Sicherheit bei längeren Betriebszeiten

#### 3.1 Technische Maßnahmen

##### 3.1.1 Beherrschung von Alterungseffekten

Ein Großteil der weltweit in Betrieb befindlichen Anlagen ist schon länger als 20, ein Teil auch länger als 30 Jahre in Betrieb. Von den deutschen Anlagen sind die meisten über 20, eine über 30 Jahre alt. Die stillgelegten Anlagen Würgassen, Stade und Obrigheim wurden 24, 30 bzw. 36 Jahre betrieben. Die in diesem Zeitraum aus dem Betrieb und aus der Forschung gewonnenen Erfahrungen haben keine Effekte gezeigt, die wegen der Verschlechterung von Sicherheitseigenschaften eine generelle Begrenzung der Betriebszeiten erforderlich machen würden. Dies ist auch das Ergebnis eines umfangreichen Untersuchungsprogramms, das in den USA etwa über zwei Jahrzehnte lief und Alterungseffekte an allen relevanten Einrichtungen betrachtete [17]. Im Einzelfall können aber Veränderungen auftreten, bei denen eine Stilllegung angezeigt ist. Dies ist rechtzeitig erkennbar, so dass die Frage, ob aufwendig saniert oder stillgelegt werden sollte, eine wirtschaftliche und keine sicherheitstechnische ist. Z. B. hat der Betreiber des Kernkraftwerks Würgassen unter den damaligen Randbedingungen auf eine Reparatur von Rissen im Kernmantel verzichtet und das Kraftwerk stillgelegt, während Siedewasserreaktor-Betreiber in anderen Ländern sich bei vergleichbaren Befunden für die Fortsetzung des Betriebes mit Reparaturen oder verstärkter Überwachung entschieden haben.

Im Wesentlichen bestehen die folgenden Möglichkeiten, sicherheitstechnisch nachteilige Folgen von Alterungseffekten zu vermeiden:

- **Austausch**  
Die meisten Komponenten eines Kraftwerkes sind austauschbar. Das gilt auch für Großkomponenten im Inneren des Sicherheitsbehälters. Z. B. wurden inzwischen in vielen, insbesondere in ausländischen Druckwasserreaktoren die Dampferzeuger ausgetauscht; Behälter, die in der Größe mit dem Reaktor-druckbehälter vergleichbar sind. In Deutschland wurden im Kernkraftwerk Obrigheim als einzige Anlage die Dampferzeuger getauscht. Insbesondere im Ausland wurden auch Leittechniksysteme im großen Umfang ersetzt. Auch lange Abschnitte von Rohrleitungen großer Nennweiten wurden in deutschen Anlagen ausgetauscht. Der Austausch kleinerer Komponenten, alterungsanfälliger Teile von Komponenten oder von Leittechnik-Komponenten gehört routinemäßig zur Instandhaltung.
- **Reduzierung von Alterungseinflüssen und von Belastungen**  
Ältere Druckbehälter sind aufgrund ihrer Konstruktion und der verwendeten Materialien anfälliger für Versprödung durch Neutronenbestrahlung als später gefertigte. Bei deutschen Kernkraftwerken traf dies z. B. für die Behälter der Kernkraftwerke Obrigheim und Stade zu. Durch entsprechende low-leakage Kernbeladung wurde der Neutronenfluss an den kritischen Stellen und damit der Zuwachs der Neutronenfluenz entscheidend reduziert. Außerdem wurden die Belastungen für die Fälle, bei denen der Behälter am stärksten beansprucht würde, durch Vorwärmen des Notkühlwassers erheblich herabgesetzt. Die stärksten Belastungen würden nämlich bei der Einspeisung kalten Notkühlwassers bei hohem Druck im Falle eines kleinen Lecks auftreten. Dank der realisierten Nachrüstungen in beiden Anlagen hätte die Versprödung des Druckbehälters ihre Betriebszeit für viele weitere Jahre nicht begrenzt. Weitere Beispiele für die Reduzierung von Alterungseinflüssen sind die Vermeidung von Fahrweisen, bei denen hohe und/oder häufige Temperaturwechsel auftreten, die Vermeidung von Drucktransienten, sowie die Kontrolle korrosiver und erosiver Einflüsse. Durch Fahrfolgenwechsel der an der Leistungs- und Leistungsverteilungsregelung beteiligten Steuerstabgruppen kann die Anzahl der Schritte des Antriebsmechanismus gleichmäßig werden, so dass der Verschleiß reduziert wird.
- **Reparatur**  
Die meisten Alterungseinflüsse betreffen Veränderungen des Materials oder Abnutzungserscheinungen, die meist nicht reparabel sind. Daher spielt Reparatur zur Kontrolle von Alterungseinflüssen keine herausragende Rolle. Im

Einzelfall wurden jedoch schon kritische Abschnitte von Reaktor-Druckbehältern gegläht, um Gefügeänderungen durch Neutronenstrahlung auszuheilen.

- Stilllegung der Anlage

Soweit keine technisch und wirtschaftlich geeigneten Maßnahmen verfügbar sind, um Alterungseffekten zu begegnen, ist die Anlage vor dem Unterschreiten festzulegender Reserven stillzulegen, wodurch sicherheitstechnische Nachteile vermieden werden.

### 3.1.2 Verbesserung der Sicherheit

Die bisher diskutierten Gesichtspunkte betreffen die Frage, wie eine Verschlechterung der Sicherheit einer Anlage vermieden werden kann. Darüber hinaus wurden in den vergangenen Jahrzehnten Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit durchgeführt. Die Sicherheitsmaßnahmen für Bau und Betrieb von Kernkraftwerken werden von der INSAG fünf Sicherheitsebenen zugeordnet (siehe Anhang, sowie [23] für einen Vergleich mit der in Deutschland üblichen Zuordnung).

Die Sicherheitsebenen 1 (Normalbetrieb) und 2 (Betriebsstörungen) sind auf die Verhinderung von Störfällen ausgerichtet. Maßnahmen in der Sicherheitsebene 3 (Störfälle) haben die Aufgabe, Störfälle, die trotz der Maßnahmen auf den Ebenen 1 und 2 unterstellt werden, sicher zu beherrschen. Sie sind Genehmigungsvoraussetzung und unterliegen einem detaillierten Genehmigungsprozess. In den Sicherheitsebenen 4 und 5 werden darüber hinaus Maßnahmen vorgesehen, die auch hypothetische Ereignisabläufe, die jenseits der Auslegung liegen, beherrschen bzw. ihre Auswirkungen reduzieren.

Die in den letzten Jahrzehnten durchgeführten Verbesserungen betrafen alle Ebenen:

- Stellvertretend für die vielfältigen Fortschritte, die im Bereich des Normalbetriebes durch die wachsende Betriebserfahrung erzielt wurden, sei die Strahlenbelastung des Personals genannt. Sie konnte z. B. durch teilweisen Verzicht auf Cobalt und andere Materialien, die relativ langlebig aktivierte Korrosionsprodukte bilden, durch höhere Automatisierung bei Prüfungen, durch Optimierung von Arbeitsabläufen und andere Maßnahmen über die Jahre reduziert werden.
- Die erheblichen Fortschritte der Reaktor-Sicherheitstechnik in den letzten Jahrzehnten haben zu einer Steigerung der Genehmigungsanforderungen auf der Sicherheitsebene 3 an die jeweils neuen Anlagen und einer entsprechenden Verbesserung ihrer Sicherheitsvorkehrungen geführt. Die bereits in Betrieb befindlichen Anlagen waren in großem Umfang in der Lage, mit dieser Entwicklung Schritt zu halten.

Diese Sicherheitsverbesserungen erfolgten durch eine Vielzahl von Einzelmaßnahmen, die innerhalb des vorhandenen Anlagenkonzepts vorgenommen werden konnten, wie z. B. Diversität in der Ansteuerung von Sicherheitsarmaturen oder zusätzliche Diversität bei der Schnellabschaltung durch Unterbrechung der Schieneneinspeisung. Aber auch Anforderungen, die bei neuen Anlagen durch veränderte Anlagenkonzepte erfüllt wurden, konnten bei älteren Anlagen durch andere Maßnahmen kompensiert werden. Beispiele sind etwa die Vermeidung scheibenübergreifender Ausfälle und der durchgehende bauliche Brandschutz, die bei neuen Anlagen durch die konsequente funktionale Trennung redundanter Stränge und die entsprechende baulich und brandschutzmäßig getrennte Aufstellung realisiert wurden. Dies war in den älteren Anlagen unter anderem wegen der baulichen Gegebenheiten nicht durchführbar. In vielen Fällen wurde ein entsprechendes Ergebnis durch zusätzliche Systeme, meist Notstandssysteme, erreicht. Diese Systeme sind von der Messwertfassung über die Stromversorgung bis zu Aufstellung und Brandschutz vom vorhandenen Sicherheitssystem unabhängig und als Back-up für einen Teil seiner Funktionen geeignet.

- In den letzten eineinhalb Jahrzehnten lag der Schwerpunkt der Verbesserungen bei Maßnahmen der Sicherheitsebenen 4 und 5. Forschungs- und Entwicklungsvorhaben auch im Zusammenhang mit der Auslegung des EPR's ergaben neue Einsichten über Häufigkeit und Ablauf von schweren Störfällen. Die mit den Maßnahmen auf den Ebenen 4 und 5 verfolgten Ziele sind in der Auslegungsanforderung an den EPR zusammengefasst, gemäß der die Auswirkungen auch eines Kernschmelzunfalls praktisch auf das Innere der Anlage beschränkt bleiben müssen. Diese Forderung kann mit den Gebäuden der bestehenden Anlagen nicht vollständig erfüllt werden. Das Risiko eines solchen postulierten Unfalls wurde aber durch die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen wesentlich reduziert, indem einerseits Vorkehrungen getroffen wurden, ein Schmelzen des Kerns auch bei Ausfall des Sicherheitssystems zu vermeiden und andererseits Maßnahmen vorgesehen wurden, Containment-Versagensarten mit großen frühen Freisetzungen zu verhindern. Beispiele für Maßnahmen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe sind zusätzliche Einspeisungen für die Energieversorgung, bei DWR die sekundärseitige Druckentlastung und zusätzliche Bespeisungsmöglichkeiten der Dampferzeuger, sowie die primärseitige Druckentlastung mit anschließender Bespeisung des Primärkreises. Beispiele für Maßnahmen zur Vermeidung großer früher Freisetzungen sind die Druckentlastung des Druckbehälters (die bei anschließender Bespeisung den Ereignisablauf sogar beherrscht), der katalytische Abbau des bei Kernschmelzen auftretenden Wasserstoffs bis zu ungefährlichen Konzentrationen und die

gefilterte Entlastung des Sicherheitsbehälters. Eine Reihe dieser Maßnahmen wurde von der Reaktorsicherheitskommission vorgeschlagen und von den Betreibern implementiert, ohne dass eine behördliche Anforderung vorlag.

In ihrer Summe haben die Nachrüstungen, die hier beispielhaft dargestellt sind, dazu geführt, dass die Anlagen heute eine höhere Sicherheit aufweisen als zu Beginn ihres Betriebes. Die Frage der Nachrüstung in Betrieb befindlicher Anlagen ist auch international beraten worden. Eine Gruppe von Fachleuten aus OECD-Ländern hat einen Bericht zum Umgang der Genehmigungsbehörden mit notwendigen Nachrüstungen vorgelegt [21].

Die ILK schlägt vor, Maßnahmen und Einrichtungen auch weiterhin dahingehend zu untersuchen, inwieweit Ereignisse, die jenseits der Auslegung liegen, noch zuverlässiger beherrscht bzw. ihre Auswirkungen weiter gemildert werden können. Da es sich um Ereignisse handelt, die jenseits der Auslegung liegen, sollten Maßnahmen nur vorgeschlagen werden, wenn der sicherheitstechnische Nutzen in einem angemessenen Verhältnis zum erforderlichen Aufwand steht. Das geeignete Mittel zur Beurteilung des sicherheitstechnischen Nutzens sind probabilistische Sicherheitsanalysen. Die Rechnungen für auslegungsüberschreitende Ereignisse sollten auf best-estimate-Basis durchgeführt und die ingenieurtechnischen Anforderungen unter Anwendung der allgemeinen technischen Regeln festgelegt werden. Die bisher durchgeführten Analysen weisen für ältere Anlagen nicht ganz so niedrige Kernschmelzhäufigkeiten aus wie für die neuesten Anlagen, die Werte liegen aber in Bereichen, die die IAEA für neue Anlagen empfiehlt.

### 3.2 Maßnahmen der Betriebsführung

Für die Aufrechterhaltung einer hohen Sicherheit sind neben der technischen Ausstattung auch die organisatorischen Maßnahmen von großer Bedeutung, die für eine sichere Betriebsführung ergriffen werden. Auch diese haben in den vergangenen Jahrzehnten eine stetige Weiterentwicklung erfahren. Im Unterschied zur technischen Ausrüstung ist die Anwendung der aktuellen Standards in diesem Bereich unabhängig vom Alter der Anlage möglich. Die Maßnahmen für eine sichere Betriebsführung werden unter dem Begriff Sicherheitsmanagement zusammengefasst. Die Anforderungen, deren Erfüllung bereits heute gefordert wird, werden im folgenden dargestellt.

Um zu einem gemeinsamen Verständnis der Bedeutung des Begriffes Sicherheitsmanagement zu gelangen, wird die Definition von INSAG-13 [3] verwendet:

*Das Sicherheitsmanagementsystem umfasst die von der Organisation für das Sicherheitsmanagement getroffenen Vorkehrungen, mit denen eine ausgeprägte Sicherheitskultur gefördert und ein gutes Sicherheitsverhalten erreicht werden sollen.*

Das Sicherheitsmanagementsystem dient zwei Hauptzwecken:

- Verbesserung des Sicherheitsverhaltens in der Organisation durch Planung, Steuerung und Überwachung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten im bestimmungsgemäßen Betrieb, bei Störfällen und bei Unfällen.
- Förderung und Stärkung einer ausgeprägten Sicherheitskultur durch die Ausbildung und Unterstützung des sicherheitsorientierten Verhaltens von Einzelpersonen und Teams, damit die Betroffenen ihre Aufgaben sicherheitsgerichtet ausführen können.

Allgemeingültige Merkmale eines wirksamen Sicherheitsmanagementsystems sind in INSAG 13 [3] entwickelt worden. In den Sicherheitsstandards der IAEA [4] sind Bedingungen zur Gewährleistung eines sicheren Betriebs von Kernkraftwerken genannt. Auf dieser Basis wurden von der WENRA ("Western European Nuclear Regulators' Association") Referenzniveaus entwickelt und in einer Pilotstudie zur Harmonisierung der Reaktorsicherheit in WENRA-Ländern [5] angewendet. Im folgenden werden Beispiele für die wesentlichen Komponenten eines wirksamen Sicherheitsmanagements gegeben:

- Angemessene Organisationsstruktur  
Innerhalb der Organisation besteht ein klar umrissener Sicherheitsmanagementrahmen mit genau definierten Anforderungen, in dem die Zuständigkeiten und Tätigkeiten aufgeführt werden, die gegeben sein müssen, damit Sicherheit gewährleistet ist und gesetzliche und aufsichtliche Anforderungen ebenso wie die Belange der Betriebsorganisation erfüllt sind. Die Eignung der Organisationsstruktur für einen sicheren und zuverlässigen Betrieb wird regelmäßig überprüft.

Die sicherheitsbezogenen Managementstrukturen, -zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten sind in der ganzen Organisation und allen Hilfsorganisationen eindeutig beschrieben. Veränderungen der Managementstruktur, die einen Einfluss auf die Sicherheit haben könnten, werden im Voraus begründet, sorgfältig geplant, nach der Umsetzung bewertet und gegebenenfalls verbessert.

- Entwicklung, Vermittlung und Anwendung von Sicherheitsgrundsätzen

Mit eindeutigen Sicherheitsgrundsätzen verpflichtet sich die Organisation, bis zur Konzernspitze, zur Erreichung einer hohen Sicherheit. Diese Erklärung wird durch die Festlegung von Sicherheitsnormen und -zielen sowie den dazu notwendigen Mitteln unterstützt. Die Sicherheitsgrundsätze geben der Betriebssicherheit eindeutig höchste Priorität und damit erforderlichenfalls Vorrang vor wirtschaftlichen Zielen. Die Sicherheitsgrundsätze beinhalten die Verpflichtung zu herausragenden Leistungen in allen Bereichen, die für die Sicherheit von Bedeutung sind, und sie unterstützen eine hinterfragende Einstellung. Die Sicherheitsgrundsätze werden dem Eigenpersonal und dem Fremdpersonal, das sicherheitsrelevante Tätigkeiten durchführt, verständlich und anwendungsnah vermittelt. Das Personal wird mit allen erforderlichen Mitteln und Arbeitsbedingungen versehen, damit die Arbeit sicherheitsgerecht durchgeführt werden kann.

- Personalstand und Fachkompetenz

Das Personal verfügt über das erforderliche Fachwissen zur sicheren und effektiven Durchführung seiner Aufgaben. Die erforderlichen Informationen über die Anlagenauslegung samt ihrer Begründung müssen verfügbar sein. Ein hoher Stand an Kenntnissen, Fähigkeiten und Fertigkeiten des Personals wird in systematischer Weise erreicht, erhalten und verbessert. Es wird ein systematischer Bewertungsprozess durchgeführt, mit dem der aktuelle Schulungsbedarf aller Mitarbeiter festgestellt wird. Der für den sicheren Betrieb erforderliche Personalstand und seine Kompetenz und Eignung werden regelmäßig überprüft und dokumentiert. Es sollte einen langfristigen Personalplan für alle sicherheitsrelevanten Tätigkeiten geben.

- Lernen durch Voraussicht und Erfahrungsverarbeitung

Das Verhalten der Organisation in Sicherheitsbelangen wird regelmäßig überwacht, damit sichergestellt ist, dass Sicherheitsstandards eingehalten und verbessert werden.

Die Betriebserfahrung jeder Anlage wird systematisch ausgewertet. Anomale Ereignisse mit sicherheitstechnischer Bedeutung werden untersucht, um ihre direkten und beitragenden Ursachen, einschließlich organisatorischer Aspekte und menschlichen Verhaltens, zu ermitteln. Die Untersuchungsergebnisse werden benutzt, um Verbesserungsmaßnahmen zu ermitteln und zeitnah umzusetzen. Die Ergebnisse dieser Auswertungen und Untersuchungen werden auch dem Anlagenpersonal mitgeteilt. Wichtige Betriebserfahrungen aus anderen Anlagen, internationale Entwicklungen von Sicherheitsstandards und neue

Erkenntnisse aus Wissenschafts- und Forschungsprojekten werden systematisch bewertet und ständig für die Verbesserung des Anlagenbetriebs herangezogen.

Audit- und Überprüfungssysteme liefern den Rückfluss über das Sicherheitsverhalten; daraus schöpft die Organisation die Gewissheit, dass ihre Sicherheitsgrundsätze wirksam umgesetzt werden und lernt dabei aus der eigenen Erfahrung und der Erfahrung anderer, wie man die Sicherheit noch weiter verbessern kann. Dazu gehören internationale Überprüfungen ("peer reviews"), beispielsweise durch die IAEO (d. h. durch Operational Safety Review Teams (OSART)) und durch die World Association of Nuclear Operators (WANO, insbesondere peer reviews), ebenso wie nationale Prüfungen mit Mitarbeitern von anderen Standorten des eigenen Unternehmens bzw. von anderen Energieversorgungsunternehmen. Diese Überprüfungen bieten die Möglichkeit, ein unabhängiges Urteil über die Wirksamkeit des Sicherheitsmanagementsystems und dessen Umsetzung an Hand der besten extern verfügbaren Lösungen einzuholen. Geeignete Abhilfemaßnahmen werden auf Grund von Audit- und Überprüfungsergebnissen herausgearbeitet und umgesetzt und Verbesserungsziele werden als Teil eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses festgehalten.

- Regelmäßige Bewertungen der Sicherheitskultur

Ein Selbstbewertungssystem für organisatorische Themen und Personalfragen wird verwendet und soll sicherstellen, dass ein geeignetes Sicherheitsbewusstsein und eine hohe Sicherheitskultur bestehen: Die verfügbaren Sicherheitsvorkehrungen werden beachtet und Anzeichen von übermäßigem Selbstvertrauen und Selbstgefälligkeit sind nicht erkennbar. Die Methoden zur Selbstbewertung genügen anerkannten Qualitätsmerkmalen und werden korrekt angewendet. Die Selbstbewertung der Sicherheitskultur umfasst vertiefte Ursachenanalysen ("root cause analysis (RCA)") von Ereignissen einschließlich organisatorischer Aspekte und menschlichem Verhalten [6].

- Notfallschutzmaßnahmen für auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe

Die Betriebsorganisation richtet die notwendige Organisationsstruktur ein und legt die Verantwortlichkeiten fest, um Notfallschutzmaßnahmen ergreifen zu können. Das Wartpersonal und das auf der Anlage befindliche technische Einsatzpersonal werden regelmäßig geschult. Übungen am Simulator und unter Verwendung der für die Notfallmaßnahmen vorgesehenen Hilfsmittel werden durchgeführt (soweit dies für Unfälle praktisch möglich ist). Es gibt einen Krisenplan und regelmäßige Übungen dafür, einschließlich Reparaturen und anderen Interventionen, die für die Wiederherstellung von Sicherheitsfunktionen bei Notfällen vorgesehen sind.

Im Hinblick auf die Betriebsdauer von Anlagen sind neben der Gewährleistung fachlicher Kompetenz insbesondere zwei Instrumente von Bedeutung, nämlich das Alterungsmanagement und die Periodische Sicherheitsüberprüfung.

Die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) wird für alle Anlagen im Abstand von 10 Jahren durchgeführt und stellt eine aktuelle Untersuchung ihres Sicherheitsstatus dar. Die vorhandenen Sicherheitsvorkehrungen werden sowohl deterministisch im Hinblick auf die zu erreichenden Schutzziele als auch probabilistisch durch die Ermittlung der Häufigkeit von Gefährdungszuständen bewertet. Beides zusammen erlaubt nicht nur die Bewertung des vorhandenen Sicherheitsniveaus, sondern kann auch aufzeigen, in welchen Bereichen Verbesserungen zweckmäßig sind. Außer der Sicherheit wird bei der PSÜ auch die Sicherung gegen Einwirkungen Dritter untersucht. Dies erfolgt im Vergleich mit den vorhandenen deterministischen Anforderungen.

Gemäß der IAEA [7] ist es das Ziel einer PSÜ mit Hilfe einer umfassenden Bewertung der bestehenden Anlage folgendes zu ermitteln: den Umfang der Übereinstimmung der Anlage mit aktuellen internationalen Sicherheitsstandards und -praktiken; den Umfang der Gültigkeit der Genehmigungsgrundlagen; die Eignung der Maßnahmen, um einen sicheren Anlagenbetrieb bis zur nächsten PSÜ oder bis zur Stilllegung zu gewährleisten; die Umsetzung von sicherheitsrelevanten Verbesserungen um erkannte sicherheitstechnische Schwächen zu beheben.

Alle Maßnahmen zur Kontrolle von Alterungseinflüssen haben als wesentlichen Bestandteil eine wirksame Überwachung. Zusammen mit systematischen organisatorischen Vorkehrungen bilden sie das Alterungsmanagement. Dabei wird für die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten eine Liste der zu betrachtenden Alterungsmechanismen erstellt. Zu den einzelnen Mechanismen wird dargestellt, mit welchen Messungen und Prüfungen sie kontrolliert werden können. Diese sind festzulegen, durchzuführen und ihre Ergebnisse sind mit den Vorgaben zu vergleichen. In angemessenen Abständen oder bei Bekanntwerden wichtiger neuer Erkenntnisse sind die Festlegungen zu überprüfen und ggf. zu aktualisieren.

## 4 Internationale Situation

### 4.1 USA

Die USA, in denen die genehmigte Betriebszeit auf 40 Jahre förmlich begrenzt ist, haben die Frage längerer Betriebszeiten eingehend untersucht. Die U.S. NRC (U.S. Nuclear Regulatory Commission) hat eine Richtlinie zu den Anforderungen für eine Verlängerung der Genehmigung veröffentlicht [8]. Sie geht davon aus, dass eine in

Betrieb befindliche Anlage aufgrund der geltenden Anforderungen eine angemessene Sicherheit aufweist. Für eine Verlängerung brauchen damit keine gesonderten Anforderungen festgelegt zu werden. Vielmehr ist nachzuweisen, dass die geltenden Anforderungen auch während der verlängerten Laufzeit eingehalten werden. Dies betrifft sowohl die Sicherheit als auch die Umweltverträglichkeit. Im Hinblick auf die Sicherheit hat der Betreiber die sicherheitstechnisch bedeutsamen Einrichtungen zu untersuchen. Er hat darzulegen, welche Alterungseinflüsse auftreten können und welche Vorkehrungen er trifft, diese Einflüsse so zu kontrollieren, dass die betrachteten Einrichtungen ihre vorgesehene Funktion sicher erfüllen. Der Antrag auf Verlängerung kann ab einem Zeitpunkt 20 Jahre vor Ablauf der Genehmigung gestellt werden. Die Verlängerung kann für bis zu 20 Jahre genehmigt werden. Die U. S. NRC prüft die Unterlagen, die der Betreiber zur Sicherheit und zur Umweltverträglichkeit einreicht, nimmt Inspektionen vor, beteiligt die Öffentlichkeit in Anhörungen und entscheidet schließlich über den Antrag. Bisher wurden bei 35 Reaktorblöcken Verlängerungs-Genehmigungen für eine Gesamtbetriebsdauer von 60 Jahren ausgesprochen, 14 weitere sind beantragt (Stand: September 2005 [9]).

### 4.2 Frankreich

In Frankreich sind die Betriebsgenehmigungen unbefristet. Allerdings werden aufgrund einer auf einer ministeriellen Verordnung basierenden Forderung der kerntechnischen Aufsichtsbehörde alle 10 Jahre periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) durchgeführt. Für die Aufrechterhaltung und Weiterentwicklung des Sicherheitsstandards der Anlagen spielen die PSÜs eine große Rolle. Da die Anlagen standardisiert sind, werden die Überprüfungen auf die einzelnen Baureihen zugeschnitten. Es wird eine Leitanlage bestimmt, an der die anlagenübergreifenden baureihenspezifischen Untersuchungen durchgeführt werden. Für die einzelnen Anlagen ist dann zu zeigen, dass die bei den übergreifenden Untersuchungen erzielten Ergebnisse für sie zutreffen. Daneben gibt es Prüfungen, die für jede Anlage gesondert durchzuführen sind. Das Programm der PSÜ wird im Vorfeld zwischen Betreiber und Behörde diskutiert. Schließlich teilt die Behörde dem Betreiber schriftlich mit, welche Untersuchungen und Maßnahmen durchzuführen sind und welche Anforderungen die Behörde daran stellt. Das Programm enthält:

- Prüfungen zur Feststellung des Istzustandes und der Funktionsfähigkeit von Komponenten und Systemen, sowie Maßnahmen zur Erhaltung des erforderlichen Zustandes;
- Verbesserungsmaßnahmen, die sich aus der Betriebserfahrung ergeben, wobei auch Erfahrungen aus anderen Baureihen und aus ausländischen Anlagen berücksichtigt werden;

- Verbesserungen aufgrund der Weiterentwicklung der Reaktorsicherheitstechnik.

Die Behörde prüft die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung und stimmt ("keine Einwände gegen") bei positiver Beurteilung dem Weiterbetrieb für weitere 10 Jahre bis zur nächsten PSÜ zu<sup>2</sup>.

### 4.3 Schweiz

In der Schweiz sind Betriebsgenehmigungen generell nicht befristet. Aufgrund historischer Aspekte hatten jedoch der 1971 in Betrieb gegangene Block 2 von Beznau (KKB-2) und die 1972 in Betrieb gegangene Anlage Mühleberg (KKM) eine Abfolge von befristeten Genehmigungen, die jeweils verlängert worden waren. Die letzten Verlängerungen wurden auf der Basis einer PSÜ für eine Dauer von 10 Jahren erteilt, welche am 31.12.2004 für KKB-2 erloschen ist und am 31.12.2012 für KKM erlöschen wird. Der Betreiber von KKB beantragte im Jahre 2000 eine neue Verlängerung zusammen mit einer Aufhebung der Befristung. Er wurde aufgefordert, auf der Basis der PSÜ-Prozedur folgende Unterlagen bis Dezember 2002 einzureichen:

- den aktualisierten Sicherheitsbericht als Beschreibung des anlagenspezifischen Sicherheitskonzeptes inklusive Technische Spezifikationen, Kraftwerks- und Notfallreglement, Störfall- und Notfallvorschriften, Notfallschutzkonzept, Brand- und Blitzschutzkonzept, Instandhaltungskonzept, und Flucht- und Interventionswegekonzept;
- den Betriebsführungs- und Betriebserfahrungsbericht inklusive Bewertung der Bereiche Organisation und Personal, Sicherheitskultur und Qualitätsmanagement;
- den Statusbericht, der die deterministische Sicherheitsstatusanalyse und insbesondere die Beherrschung der Auslegungsstörfälle behandelt;
- die aktualisierte probabilistische Sicherheitsanalyse für Vollast (Level 1 und 2) sowie für Schwachlast und Stillstand (Level 1).

Aufgrund dieser Information und ihrer eigenen Begehungen, Inspektionen und Beurteilungen erstellte die HSK (Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen) ein ausführliches Gutachten mit Auflagen. Darin kommt die HSK zu dem Schluss, dass KKB-2 die Voraussetzungen für einen sicheren Weiterbetrieb erfüllt. Sie stellt weiter fest, dass keine technischen Tatsachen gefunden wurden, die einer Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung entgegenstehen.

<sup>2</sup> Der gesamte Prozess führt zur Erstellung von aktualisierten Sicherheitsberichten. Die beschlossenen Veränderungen werden gruppiert und in den zehnjährlichen Überprüfungen berücksichtigt.

Die KSA (Eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen) ihrerseits nahm zu dem Verfahren Stellung und hob die folgenden sicherheitstechnischen Themen hervor:

- Beurteilung der Sicherheit des Betriebes
- Änderungen in der Technik, Betriebsführung, Organisation
- Alterungsüberwachung und technologische Alterung der Anlage
- Entsorgung radioaktiver Abfälle
- Strahlenschutz
- Notfallvorsorge

Diese Stellungnahme schlägt in Einzelpunkten einige neue Auflagen vor, äußert aber keine Einwände gegen den weiteren Betrieb. Zur Frage der eventuellen Befristung erteilt die KSA keine Empfehlung. Sie beschränkt sich lediglich darauf, die Vor- und Nachteile einer Befristung bzw. einer Aufhebung der Befristung zusammenzustellen. Die positive Entscheidung der Regierung (Bundesrat) ist im Dezember 2004 gefallen. Die Verlängerung der Betriebsbewilligung wurde ohne Befristung erteilt.

### 4.4 IAE0

Die IAE0 und ihr Beratungsgremium INSAG haben der Sicherheit länger in Betrieb befindlicher Anlagen besondere Aufmerksamkeit gewidmet und zu allen wesentlichen Aspekten Empfehlungen abgegeben. INSAG-8 [10] beschreibt eine gemeinsame Basis zur Bewertung älterer Anlagen. Der Nutzen von Sicherheitsüberprüfungen wird hervorgehoben, wobei deterministische und probabilistische Methoden angewandt werden sollen. INSAG-14 [11] beschäftigt sich mit dem Lebensdauer-Management von Kernkraftwerken. Als allgemeines Sicherheitsziel wird genannt, zum einen das vorhandene Sicherheitsniveau zu erhalten, u. a. durch Kontrolle der Alterungseinflüsse, zum anderen aber auch das Referenz-Sicherheitsniveau zu überprüfen und anzuheben, soweit dies sinnvoll ist. Zur Bewertung sind Sicherheitsüberprüfungen geeignet. Der Bericht weist auf die Bedeutung hin, die die Aufrechterhaltung einer angemessenen fachlichen Kompetenz für einen langjährigen sicheren Betrieb hat. Dieser Aspekt wird in INSAG-19 [12] vertieft, das sich mit der Erhaltung der Auslegungsintegrität befasst. Darin werden organisatorische Vorkehrungen empfohlen, um sicherzustellen, dass die Kenntnisse und Unterlagen zur Anlagenauslegung und deren Begründung im Hause oder außerhalb verfügbar sind und beim Betrieb der Anlage, insbesondere bei Änderungen, systematisch verwendet werden. Es existieren IAE0-Sicherheitsregeln zu Periodischen Sicherheitsüberprüfungen [7], Instandhaltung [13], Anlagenänderungen [14], sowie eine Anleitung zum Alterungsmanagement [15].

## 5 Bewertung und Empfehlungen der ILK

Die ILK ist der Ansicht, dass es keine sicherheitstechnischen Gründe gibt, die Betriebszeit von Kernkraftwerken a priori zu begrenzen. Die Erfahrungen zeigen vielmehr, dass mit einer verantwortungsbewussten Betriebsführung sowohl das ursprüngliche Sicherheitsniveau gehalten als auch eine weitgehende Anpassung an den fortschreitenden Stand der Sicherheitstechnik erreicht werden kann. Die ILK weist darauf hin, dass die deutschen Kernkraftwerke einen hohen Sicherheitsstandard aufweisen, der ständig durch die Aufsichtsbehörden überwacht wird. Die Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ), die alle 10 Jahre erfolgen, sind ein Bestandteil dieses Aufsichtsprozesses. Die ILK ist jedoch der Ansicht, dass es bei sehr langen Betriebszeiten zweckmäßig ist, eine Fortsetzung des Betriebes von einer erneuten Überprüfung abhängig zu machen, die die Anforderungen der IAEO [7] abdeckt und deren Ergebnis die Behörde zustimmt. Dazu ist nachzuweisen, dass die Anlage ein Sicherheitsniveau aufweist, das den Anforderungen für den bevorstehenden Betriebszeitraum entspricht.

Die ILK hält folgendes Vorgehen für zweckmäßig:

- Die derzeit im Atomgesetz festgelegten Begrenzungen der Produktionsmengen sollten aufgehoben werden,
- Über den Erhalt des bestehenden Sicherheitsstandards hinaus sollten die Betreiber Verbesserungsmaßnahmen zur weiteren Reduzierung des Restrisikos prüfen und soweit sinnvoll umsetzen. Die Wirksamkeit der PSÜ in ihrer bisherigen Form sollte überprüft und die Leitfäden zu ihrer Anwendung ggf. entsprechend weiterentwickelt werden,
- Spätestens nach einer Betriebszeit von 40 Jahren werden besondere Sicherheitsüberprüfungen vom Betreiber vorgelegt und von der Behörde bewertet. Der Betrieb kann jeweils für weitere 10 Jahre fortgesetzt werden, sofern die Behörde keine Einwände erhebt.

Die besondere Sicherheitsüberprüfung umfasst neben dem Umfang einer PSÜ auch die im Folgenden genannten Anforderungen. Diese Anforderungen sind größtenteils bereits Gegenstand der kontinuierlichen Aufsicht, werden aber aus Anlass der besonderen Sicherheitsüberprüfung nochmals zusammenfassend bewertet:

- Der aktuelle oder bis zum Beginn der Verlängerung geplante Zustand der Anlage ist mit den Anforderungen der Sicherheitskriterien und der RSK-Leitlinien zu vergleichen. Bestehende Abweichungen dürfen keine unzulässigen Risiken bewirken.

Es ist sicherzustellen, dass die Randbedingungen der Nachweise, die Anlagen dokumentieren und der Ist-Zustand der Anlage übereinstimmen.

- Die Betriebsführung einschließlich der Maßnahmen zur Förderung der Sicherheitskultur erfolgt nach aktuell besten Vorgehensweisen. Eine besondere Bedeutung für ältere Anlagen haben die Maßnahmen zur Aufrechterhaltung des Wissens und der fachlichen Kompetenz bezüglich der sicherheitstechnischen Auslegung und ihrer Begründung.
- Es existiert ein wirksames Alterungsmanagement, das aus einer systematischen Analyse der Alterungsmechanismen geeignete Überwachungsmaßnahmen ableitet und ihre sachgerechte Durchführung und Bewertung sowie die Umsetzung der erforderlichen Maßnahmen sicherstellt. Soweit für einzelne Belastungsarten von mechanischen Komponenten eine Begrenzung der zulässigen Anzahl von Belastungen festgelegt wurde, ist insbesondere nachzuweisen, dass die Belastungen auch während des verlängerten Betriebes sicher abgedeckt sind.
- Eine aktuelle PSA, die alle Betriebszustände abdeckt, liegt für Level 1 und Level 2 vor. Level 1 soll die Ausgewogenheit des Sicherheitssystems demonstrieren und ggf. Verbesserungsmöglichkeiten aufzeigen. Level 2 soll zur Bewertung der Maßnahmen dienen, die bei einem postulierten Kernschmelzen große frühzeitige Freisetzungen verhindern können. Bei den probabilistischen Analysen werden sowohl Maßnahmen betrachtet, die die erforderliche Vorsorge gegen Schäden sicherstellen als auch zusätzliche Maßnahmen, die der Betreiber zur Reduzierung des Restrisikos ergreift. Die Summe der Maßnahmen sollte bewirken, dass die Kernschmelzhäufigkeit in der Größenordnung von E-5/a oder darunter liegt und die Häufigkeit großer früher Freisetzungen etwa eine Größenordnung unwahrscheinlicher ist. Dies sind die Werte, die in INSAG-3 [16] als Zielwerte für neu zu errichtende Anlagen empfohlen werden. Die Anforderungen an die Durchführung der PSA sollten aktualisiert werden (vgl. auch [18]).
- Nachrüstungen, die zur Aufrechterhaltung des bestehenden Sicherheitsniveaus erforderlich sind, sowie Nachrüstungen, die nach den Maßstäben der Verhältnismäßigkeit der Mittel zu einer weiteren Verbesserung des Sicherheitsniveaus und damit zu einer angemessenen Risikominderung führen, wurden oder werden durchgeführt. Diese Maßnahmen ergeben sich z. B. aufgrund von anlagenspezifischen PSAs oder aufgrund von Nachrüstmaßnahmen vergleichbarer Anlagen. Entscheidungen über Nachrüstungen sollten im Dialog des Betreibers mit der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde entstehen.

Die Überprüfung der Sicherungsmaßnahmen sollte sinngemäß der der Sicherheitsmaßnahmen entsprechen. Soweit aufgrund der Gefährdungslage für die Zukunft erhöhte Anforderungen zu stellen sind, ist dies bei der Verlängerung der Betriebszeit zu berücksichtigen.

Eine Aufhebung der Betriebszeitbegrenzungen hat Auswirkungen auf den Entsorgungsnachweis (siehe hierzu auch [24]).

## 6 Schlussbemerkungen

Die ILK ist der Ansicht, dass Kernkraftwerke bei verantwortungsbewusster Betriebsführung über lange Zeiten sicher betrieben werden können. Daher sollten die derzeit festgelegten Begrenzungen der Stromerzeugungskontingente aufgehoben werden. Die ILK hält es jedoch für zweckmäßig, spätestens für Betriebszeiten jenseits von 40 Betriebsjahren in 10-Jahres-Abständen die zukünftige ausreichende Sicherheit durch eine erneute vorhergehende Überprüfung sicherzustellen. Dabei ist anhand der Ergebnisse einer besonderen Sicherheitsüberprüfung nachzuweisen, dass für den Zeitraum der Betriebszeitverlängerung die Sicherheit im genehmigten Umfang erhalten und angemessen weiterentwickelt wird. Die vorzunehmenden Schritte sind in dieser Stellungnahme der ILK aufgeführt.

## 7 Ergänzender Kommentar des ILK-Mitglieds Prof. George E. Apostolakis

Obwohl ich mit dem Inhalt dieser ILK-Stellungnahme weitgehend übereinstimme, muss ich doch an einigen Stellen widersprechen. Ich bin mir bewusst, dass die Philosophie einer kontinuierlichen Verbesserung in Europa vorherrschend zu sein scheint. Ich meine aber, dass die Dokumentation unterschiedlicher Meinungen einen wichtigen Beitrag liefern kann zu der anhaltenden Debatte darüber, wie das Risiko von Kernkraftwerken am besten beherrscht werden kann. In diesem Sinne möchte ich die folgenden Kommentare anbieten:

Mich stört die folgende Empfehlung: *„Über den Erhalt des bestehenden Sicherheitsstandards hinaus, sollten die Betreiber Verbesserungsmaßnahmen zur weiteren Reduzierung des Restrisikos prüfen und soweit sinnvoll umsetzen.“* Ich finde diese Empfehlung vage, nicht relevant für eine Betriebszeitverlängerung und daher als ungeeignet. Meine Meinung ist wie folgt: Wenn eine Anlage einen Tag vor Ablauf ihrer Genehmigung betrieben werden darf, d. h. wenn ihr bescheinigt wird, dass sie sicher genug ist, dann sollte sie auch am folgenden Tag sicher genug sein, wenn sie weiterhin die Anforderungen erfüllt. Die Überwachung möglicher Alterungseffekte, wie in Kapitel 3.1.1 beschrieben, ist das Mittel, das es uns

erlaubt, eine Schlussfolgerung zum letztgenannten Punkt zu erreichen. Wenn Verbesserungen als notwendig erachtet werden, dann sollten sie für die Anlage unabhängig davon erforderlich sein, ob sie gerade einer Prüfung zur Betriebszeitverlängerung unterzogen wird, oder nicht.

Ich stimme nicht mit der Aussage im Kapitel 2 überein, die besagt *„Ein sicherheitstechnischer Vorteil einer begrenzten Betriebszeit kann darin gesehen werden, dass für die Zeit der Verlängerung höhere Anforderungen an die Sicherheit gestellt werden können, als sie bei fortgesetztem Betrieb ohne neuerliche Entscheidung über den Weiterbetrieb zur Anwendung kommen. Dies eröffnet eine zusätzliche Möglichkeit, den fortgeschrittenen Stand der Sicherheitstechnik oder ein erhöhtes Sicherheitsbedürfnis der Gesellschaft zu berücksichtigen.“* Ich glaube nicht, dass das Aufsichtssystem nach "Möglichkeiten" suchen sollte, um neue Anforderungen aufzulegen. Die einzige Grundlage für derartige Handlungen sollten die Sicherheit, und, nachrangig, Kosten-Nutzen Betrachtungen sein.

Im Kapitel 3.1.2 wird die folgende Aussage getroffen: *„Da es sich um Ereignisse handelt, die jenseits der Auslegung liegen, sollten Maßnahmen nur vorgeschlagen werden, wenn der sicherheitstechnische Nutzen in einem angemessenen Verhältnis zum erforderlichen Aufwand steht. Das geeignete Mittel zur Beurteilung des sicherheitstechnischen Nutzens sind probabilistische Sicherheitsanalysen.“* Obwohl ich mit dieser Aussage im Prinzip übereinstimme, trägt sie meines Erachtens zu der oben genannten Unbestimmtheit bei. Soweit mir bekannt ist, gibt es in Deutschland keine quantitative Anleitung in welcher Weise Abwägungen zwischen Sicherheitsverbesserungen und Kosten getroffen werden. Die Vorlage einer PSA ist nicht ausreichend; eine Anleitung, wie ihre Ergebnisse und Erkenntnisse bei der Entscheidungsfindung benutzt werden sollten ist ein wesentlicher Teil des Prozesses.

## 8 Literatur

- [1] BMU (Bundesumweltministerium): *"Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG)"* vom 23. Dezember, 1959 (Bundesgesetzblatt, Teil I, Seite 814), neu gefasst durch Bekanntmachung vom 15.7.1985 (BGBl I 1565), zuletzt geändert durch Art. 1 G vom 12.8.2005 (BGBl I 2365)
- [2] Internationale Länderkommission Kerntechnik (ILK): *"ILK-Stellungnahme zum Entwurf vom 5. Juli 2001 der Atomgesetzänderung"*, ILK-6, Augsburg, 2001
- [3] International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG): *"Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants"*, INSAG Series No. 13, IAEA, Wien, 1999
- [4] Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO): *"Safety of Nuclear Power Plants: Operation"*, Safety Standards Series No. NS-R-2, Wien, 2000
- [5] Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA): *"Pilot Study on Harmonization on Reactor Safety in WENRA Countries"*, 2003
- [6] Internationale Länderkommission Kerntechnik (ILK): *"ILK-Stellungnahme zum Umgang der Aufsichtsbehörde mit den von den Betreibern durchgeführten Selbstbewertungen der Sicherheitskultur"*, ILK-19, Augsburg, 2005
- [7] Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO): *"Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants"*, Safety Standards Series No. NS-G-2.10, Wien, 2003
- [8] U.S. Code of Federal Regulations (CFR): *"Requirements for Renewal of Operating Licences for Nuclear Power Plants (License Renewal Rule)"* 10 CFR Part 54
- [9] U.S. Nuclear Regulatory Commission: *"Status of License Renewal Applications and Industry Activities"* <http://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/renewal/applications.html>
- [10] International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG): *"A Common Basis for Judging the Safety of Nuclear Power Plants Built to Earlier Standards"*, INSAG Series No. 8, IAEA, Wien, 1995
- [11] International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG): *"Safe Management of the Operating Lifetimes of Nuclear Power Plants"*, INSAG Series No. 14, IAEA, Wien, 1999
- [12] International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG): *"Maintaining the Design Integrity of Nuclear Installations throughout their Operating Life"*, INSAG Series No. 19, IAEA, Wien, 2003

- [13] Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO): *"Maintenance, Surveillance and In-Service Inspection in Nuclear Power Plants"*, Safety Standards Series No. NS-G-2.6, Wien, 2002
- [14] Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO): *"Modifications to Nuclear Power Plants"*, Safety Standards Series No. NS-G-2.3, Wien, 2001
- [15] Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO): *"Guidance on Ageing Management for Nuclear Power Plants - Version 1"*, CD-ROM, Wien, 2002
- [16] International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG): *"Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants"*, INSAG Series No. 3, IAEA, Wien, 1988
- [17] U.S. Nuclear Regulatory Commission: *"Fact Sheet on Reactor License Renewal"* <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/license-renewal.html>
- [18] Internationale Länderkommission Kerntechnik (ILK): *"ILK-Empfehlungen zur Nutzung von Probabilistischen Sicherheitsanalysen im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren"*, ILK-04, Augsburg, 2001
- [19] Convention on Nuclear Safety: *"Second Review Process 2002: Responses to the Questions on the National Report of Germany"*, Wien, 2002
- [20] Convention on Nuclear Safety: *"Third Review Process 2005: Responses to the Questions and Comments on the National Report of Germany"*, Wien, 2005
- [21] OECD-NEA: *"The Nuclear Regulatory Challenge of Judging Safety Backfits"*, NEA Report 3674, Paris, 2002
- [22] International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG): *"Basic Safety Principles of Nuclear Power Plants"*, INSAG Series No. 12, IAEA, Wien, 1999
- [23] Internationale Länderkommission Kerntechnik (ILK): *"ILK-Stellungnahme zu Anforderungen bei Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall der Schnellabschaltung (ATWS)"*, ILK-20, Augsburg, 2005
- [24] Internationale Länderkommission Kerntechnik (ILK): *"ILK-Empfehlung zur Revitalisierung der Endlagerprojekte Gorleben und Konrad"*, Beschlussfassung geplant für Ende 2005

## Anhang

Gestaffelte Sicherheitsebenen (Levels of Defence in Depth) nach INSAG-12 [22]

Levels	Objective	Essential means
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features
Level 3	Control of accidents within the design basis	Engineered safety features and accident procedures
Level 4	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents	Complementary measures and accident management
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive materials	Off-site emergency response

1. **Prof. Dr. George Apostolakis, USA**  
Professor für Kerntechnik und Techniksyste me 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**  
Professor für Psychologie an der Technischen Universität München  
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** (stellvertretender Vorsitzender der ILK)  
Ehem. Geschäftsführer der GfS Gesellschaft für Simulatorschulung mbH  
Ehem. Geschäftsführer der KSG Kraftwerks-Simulator-Gesellschaft mbH
10. **Dr. Serge Prêtre, Schweiz** (Vorsitzender der ILK)  
Direktor (a.D.) der schweizerischen atomrechtlichen Aufsichtsbehörde HSK (Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen)

### 11. Prof. Dr.-Ing. habil. Eberhard Roos, Deutschland

Inhaber des Lehrstuhls für Materialprüfung, Werkstoffkunde und Festigkeitslehre der Universität Stuttgart  
Direktor der Staatlichen Materialprüfungsanstalt, Universität Stuttgart

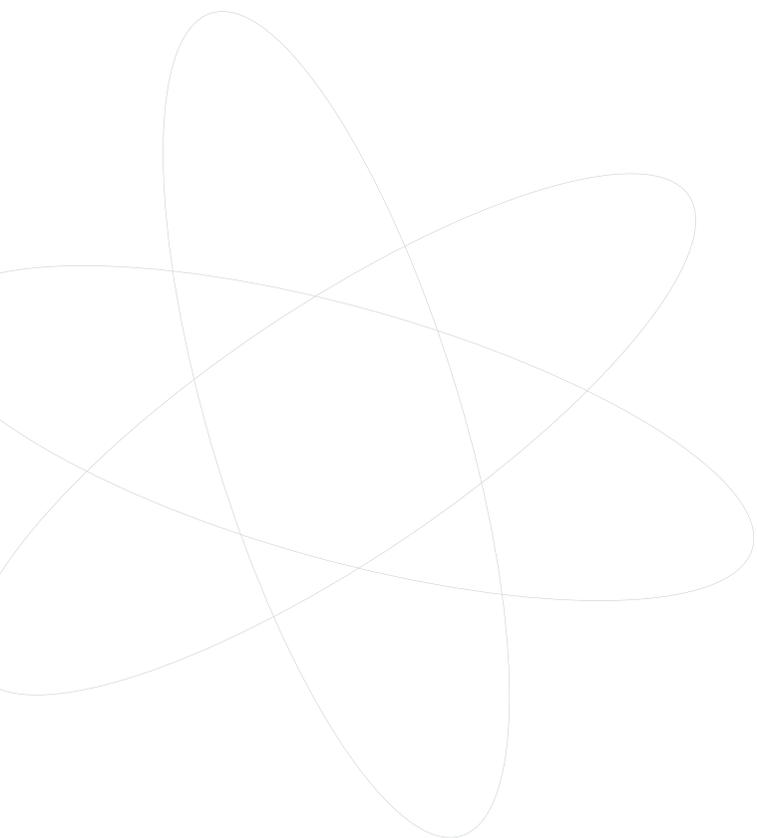
### 12. Antero Tamminen, Finnland

Ehem. langjähriger Technischer Direktor des KKW Loviisa, Finnland

### 13. Prof. Dr. Frank-Peter Weiß, Deutschland

Professor für Anlagensicherheit an der TU Dresden  
Direktor des Instituts für Sicherheitsforschung im Forschungszentrum Rossendorf e.V., Dresden

(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)
- 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 Seiten „Beratungsplan“ und „Aktuelles“ unserer Homepage verweisen.