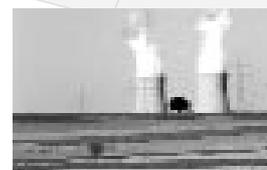


**ILK**

**INTERNATIONALE  
LÄNDERKOMMISSION  
KERntechnik**

Baden-Württemberg · Bayern · Hessen



# ILK-Stellungnahme

zur Sicherheit der Kernenergienutzung  
in Deutschland

For the english version, please flip this booklet over!

**Juli 2000**

**Nr.: ILK-03 D**

Zusammenfassung	3
1 Einleitung	6
2 Entwicklung des Sicherheitsniveaus deutscher Kernkraftwerke	8
2.1 Sicherheitskonzept	8
2.2 Sicherheitstechnische Verbesserungen	10
2.3 Alterungsphänomene	14
2.4 Betriebserfahrungen	16
2.5 Risikobewertung	18
2.5.1 In Deutschland durchgeführte Risikoanalysen	18
2.5.2 Ergebnisse der PSA-Analysen	20
2.5.3 Einschätzung der Risiken von Strahlenexpositionen	27
2.5.4 Berufliches Risiko in deutschen Kernkraftwerken	28
3 Generelle Einordnung der Kernenergie und der mit ihr verbundenen Risiken	30
4 Entsorgung	34
Literatur	37
Anhang A	42
Mitglieder der ILK	43
Zielsetzung der ILK	44

**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: [ilk.gs@lfu.bayern.de](mailto:ilk.gs@lfu.bayern.de)  
<http://www.ilk-online.org>

**Zusammenfassung**

Die Bundesregierung hält es für zwingend geboten, so schnell wie entschädigungsfrei möglich, aus der Kernenergienutzung auszusteigen. Sie begründet diese Haltung mit einer ungünstigeren Bewertung des Risiko-Nutzen-Verhältnisses aufgrund neuerer Erkenntnisse und dem "gescheiterten" Entsorgungskonzept. Die ILK hat sich auf Basis der Erkenntnislage mit dieser Einschätzung aus naturwissenschaftlich-ingenieurmäßiger Sicht auseinandergesetzt und kommt zu folgenden Schlussfolgerungen:

- Das deutsche Sicherheitskonzept hat sich bewährt. Es basiert auf konservativen Sicherheitsprinzipien, die das Auftreten eines Kernschadens extrem unwahrscheinlich erscheinen lassen. In den mehr als 30 Jahren der Kernenergienutzung, was in Deutschland Ende 1999 einer Betriebserfahrung von 590 Reaktorjahren entsprach, konnten Gesundheits- und Umweltschäden durch ionisierende Strahlung vermieden werden; für die Bevölkerung traten keine radiologischen Belastungen auf, die über die für den Normalbetrieb des Kernkraftwerkes zulässigen Werte hinausgingen.
- Diese sehr positive Sicherheitsbilanz ist keine deutsche Besonderheit: In den mehr als 350 Leichtwasserreaktoren westlicher Bauart und Betriebspraxis ist nur ein Unfall mit Kernschaden (Three Mile Island) aufgetreten. Dieser blieb ohne gravierende Freisetzen von Radioaktivität in die Umgebung.
- Die kontinuierliche Weiterentwicklung der Maßnahmen innerhalb des Sicherheitskonzeptes und ihre Umsetzung führten zu zusätzlichen Anforderungen an die Anlagen. Eine Reihe neuer Sicherheitsmaßnahmen wurde dabei dem ursprünglichen Konzept hinzugefügt, die über die bis dato existierende Auslegungspraxis hinausgingen, z. B. anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen (AM-Maßnahmen) wie das primär- und sekundärseitige Druckentlasten und Bespeisen (Bleed and Feed) und die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters. Diese Maßnahmen können bei dem unwahrscheinlichen Versagen von Sicherheitssystemen ein Kernschmelzen verhindern bzw. die Folgen eines Kernschmelzens substantiell mindern.
- Erfahrungsrückfluss, Forschungsergebnisse sowie umgesetzte Erkenntnisse aus probabilistischen Sicherheitsanalysen haben das Sicherheitsniveau der Anlagen im Laufe der Zeit weiter angehoben und Sicherheitsreserven erhöht. Dies gilt für ältere und neuere Anlagen.

- Sicherheitsrelevante Alterungseffekte werden in der Auslegung berücksichtigt und während des Betriebes überwacht. Die Überwachungsergebnisse bilden eine wesentliche Basis für Instandhaltungen, Austausch von Komponenten und Nachrüstungen, die zusätzlich zu den regelmäßigen Instandhaltungsarbeiten durchgeführt werden. Diese Maßnahmen, für die jährlich beträchtliche Mittel aufgewendet werden, dienen dem Erhalt der Sicherheitsreserven. Hinweise auf eine alterungsbedingte Verminderung des Sicherheitsniveaus gibt es insgesamt aus der bisherigen Betriebserfahrung nicht.
- In den letzten zwei Jahrzehnten reduzierte sich die Häufigkeit von meldepflichtigen Ereignissen und Störungen signifikant. Gleiches gilt für die Anzahl ungeplanter Schnellabschaltungen, einem weiteren wichtigen Indikator für die Qualität einer Anlage.
- Werden zur Bewertung der Entwicklung des Risikos für die Bevölkerung durch deutsche Kernkraftwerke repräsentative Ersatzgrößen, wie die Häufigkeit für Kernschmelzen oder für große Freisetzungen von Radioaktivität, zu Grunde gelegt, kann eine Verminderung des Risikos über die Zeit aufgezeigt werden. Diese Verbesserung hin zu kleineren Risikowerten stimmt mit den Erfahrungen in anderen westlichen Ländern überein.
- Bei dem Strahlenrisikoeffizienten sprechen sowohl die epidemiologischen Daten als auch die Anpassung des Extrapolationsmodells für eine abnehmende Tendenz, d. h. man kann erwarten, dass die 1990 von der ICRP empfohlene Erhöhung um den Faktor 4 teilweise wieder rückgängig gemacht werden wird.
- Aufgrund einer Vielzahl von Verbesserungen in den Kernkraftwerken muss der Einfluss neuer Einzelfaktoren, wie die damalige Erhöhung des Strahlenrisikoeffizienten, im Kontext einer Probabilistischen Sicherheitsanalyse bewertet werden.
- Erste vergleichende Betrachtungen zeigen, dass auch die Nutzung nicht-nuklearer Energieträger mit Unfallrisiken verbunden ist und bei ihnen Großschadensereignisse aufgetreten sind. Eine Besonderheit der Kernenergie sind die Langzeiteffekte von extrem unwahrscheinlichen, aber nicht auszuschließenden Schadensereignissen. Diese stehen jedoch den Konsequenzen heute real zu befürchtenden Klimaveränderungen infolge Treibhausgasemissionen gegenüber, die eine räumlich globale und zeitlich kaum begrenzte Reichweite besitzen.

- Nach Status-quo-Prognosen des langfristigen Energieverbrauchs und ihrer Emissionsfolgen wird der weltweite CO<sub>2</sub>-Ausstoß bis zum Jahre 2020 um 50% bis 80% im Vergleich zu 1990 wachsen. In Deutschland sind für erneuerbare Energien zwar die höchsten prozentualen Zuwächse zu erwarten, ihr Gesamtbeitrag bleibt jedoch auf einem niedrigen Niveau. Sie können in nächster Zukunft den Ausfall der Kernenergie auch nicht annähernd kompensieren. So kommt auch eine neue EU-Studie zu dem Schluss, dass mindestens zusätzliche 100 GWe nuklear in den nächsten 25 Jahren installiert werden müssten, wenn die EU ihr CO<sub>2</sub>-Minderungsziel auch nur annähernd einhalten will.
- In den Augen der Bundesregierung ist ein wesentliches Argument für den Ausstieg aus der Kernenergie das "gescheiterte" Entsorgungskonzept für radioaktive Abfälle. Die ILK nimmt zu dieser zentralen Behauptung der Bundesregierung gesondert Stellung. Es ist hier festzustellen, dass Einrichtungen zum sicheren Transport, zur Konditionierung und zur Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle bereits existieren bzw. bezüglich ihrer Endlagerung aus heutiger Sicht technisch realisierbar erscheinen. Sie sieht kein fachliches Argument, aus dem abzuleiten wäre, dass das deutsche Entsorgungskonzept gescheitert ist.

Die ILK kommt zu der Schlussfolgerung, dass die Sicherheit der deutschen kerntechnischen Anlagen zur Energiegewinnung international auf hohem Niveau gewährleistet ist. Sie erkennt keinen technischen oder wissenschaftlichen Grund für einen Verzicht auf die kerntechnische Energiegewinnung, sondern sieht im Gegenteil, dass in absehbarer Zukunft keine - insbesondere auch im Hinblick auf die CO<sub>2</sub>-Problematik - ökologisch adäquaten Alternativen zu erwarten sind.

Der Vorsitzende

Prof. Dr.-Ing. Josef Eibl  
09. Juli 2000

## 1 Einleitung

Die Bundesregierung hält es für zwingend geboten, so schnell wie entschädigungsfrei möglich, aus der Kernenergienutzung auszusteigen und hat das weitere Vorgehen für dieses Vorhaben in einer gemeinsamen Vereinbarung mit den Energieversorgungsunternehmen festgelegt [1]. Sie begründet diese Haltung mit einer ungünstigeren Bewertung des Risiko-Nutzen-Verhältnisses aufgrund neuerer Erkenntnisse [2], [3]. Die bisher positive Bewertung der Kernenergie kann bis zur Gesetzgebung im Jahre 1959 zurückverfolgt werden. Sie wurde im Zuge der acht Novellen zum Atomgesetz nicht in Frage gestellt, wobei nach Ansicht der Bundesregierung die bisherigen Atomgesetzänderungen nur punktuelle Antworten auf spezifische Fragestellungen und niemals Risiko-Nutzen-Abwägungen waren.

Die Neubewertung der Bundesregierung findet vor dem Hintergrund statt, dass ihrer Ansicht nach heute weniger risikobehaftete, dafür aber im Sinne der Agenda 21 nachhaltige Energieerzeugungsformen zur Verfügung stehen. Außerdem sieht die Bundesregierung Anzeichen dafür, dass sich das Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke seit ihrer Genehmigung verschlechtert hat. Weitere Argumente für den Ausstieg sind die veränderte Einschätzung des Risikos bei der Strahlenexposition für die Bevölkerung und das nach Ansicht der Bundesregierung gescheiterte Entsorgungskonzept.

Die Länder Baden-Württemberg, Bayern und Hessen haben die Internationale Länderkommission Kerntechnik - ILK - beauftragt, sich mit der o. g. Einschätzung der Bundesregierung [1], [2], [3] und den zugrunde liegenden Argumenten auseinander zu setzen und dabei den internationalen Wissensstand und die Fachdiskussion bei der Einschätzung der Risiken der Kernenergie aus naturwissenschaftlich-ingenieurmäßiger Sicht mit einzubeziehen.

Für die Risikoeinschätzung von maßgeblicher Bedeutung ist der sogenannte Kalkar-Beschluss des BVerfG im Jahre 1978. Er stellt fest, dass Grundrechtsgefährdungen, die aus der Zulassung technischer Anlagen und ihrem Betrieb möglicherweise entstehen können, nicht mit absoluter Sicherheit ausgeschlossen werden können; Ungewissheiten jenseits der vom Gericht so genannten Schwelle der praktischen Vernunft hätten ihre Ursache in Grenzen des menschlichen Erkenntnisvermögens, seien unentrinnbar und insofern als sozialadäquate Lasten von allen Bürgern zu tragen.

Die nachfolgende Stellungnahme konzentriert sich auf die Einschätzung der Sicherheit der Kernenergie aus naturwissenschaftlich-ingenieurmäßiger Sicht. Ziel ist die Aufarbeitung der Faktenlage nach "bestem Wissen und Gewissen", übergeordnete Bewertungsfragen und energiepolitische Schlussfolgerungen bleiben außer Betracht, ebenso eine systematische Auseinandersetzung mit Alternativen.

Die Sicherheits- bzw. Risikoeinschätzung der ILK beruht auf der Qualität und Erfüllung deterministischer Auslegungsanforderungen unter Einbeziehung von Ergebnissen probabilistischer Risikoanalysen. Die ILK zeigt die Entwicklung der Risiken samt Erkenntnissen in wesentlichen Schritten auf und schließt Erfahrungswerte und zwischenzeitlich durchgeführte Maßnahmen darin ein. Sie nimmt ebenfalls Stellung zur sicherheitstechnischen Bedeutung des Älterwerdens deutscher Kernkraftwerke und zu sicherheitstechnischen Weiterentwicklungen.

Das Risiko tödlicher Unfälle durch den Betrieb von Kernkraftwerken wird den Risiken anderer Energieerzeugungssysteme gegenübergestellt. Da zwischenzeitlich das Risiko von Umwelt- und insbesondere von Klimaveränderungen durch Energieumwandlungssysteme stark an Bedeutung gewonnen hat, werden auch dazu einordnende Aussagen gemacht.

Zu einer anderen zentralen Behauptung der Bundesregierung, das Entsorgungskonzept sei "gescheitert", nimmt die ILK gesondert Stellung; hier werden nur die wesentlichen Ergebnisse mit aufgeführt.

## 2 Entwicklung des Sicherheitsniveaus deutscher Kernkraftwerke

### 2.1 Sicherheitskonzept

Die Auslegungskriterien der derzeitigen Generation von Leichtwasserreaktoren, Druckwasserreaktoren (DWR) und Siedewasserreaktoren (SWR) wurden in den 60er und 70er Jahren entwickelt. Der Schutz des Einzelnen, der Gesellschaft und der Umwelt war dabei von herausragender Bedeutung [4], [5]. Dieses Anliegen führte zu einem konservativen mehrstufigen Konzept (Defence-in-Depth) mit Sicherheitsreserven, welches die Basis für das Sicherheitskonzept bildete und die technische Umsetzung des Atomgesetzes [4] darstellt.

Das Defence-in-Depth Konzept erfordert aufeinander aufbauende Maßnahmen, die sich entsprechend Tabelle 1 vier Ebenen zuordnen lassen.

Sicherheitsebenen		Ziele	Maßnahmen	
1	Bestimmungsgemäßer Betrieb	Normal-Betrieb	Verhinderung von Betriebsstörungen	Qualität der Betriebssysteme und der betrieblichen Abläufe sowie sicherheitsgerichtetes Handeln
2		Anomaler Betrieb	Verhinderung von Auslegungsstörfällen	Inhärent sicheres Anlagenverhalten, Begrenzungs-systeme
3	Auslegungsstörfälle		Beherrschung von Auslegungsstörfällen	Inhärent sicheres Anlagenverhalten, passive und aktive Sicherheitseinrichtungen
4	(Auslegungsüberschreitende)	Spezielle, sehr seltene Ereignisse	Beherrschung spezieller, sehr seltener Ereignisse	Punktuelle Maßnahmen
	schwere Störfälle	Auslegungsüberschreitende Zustände/Notfälle	Vermeidung von Kernschäden und Begrenzung der Umgebungsauswirkungen bei Kernschäden	Maßnahmen des anlagen-internen Notfallschutzes

Tabelle 1: Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes [7]

Die Einrichtungen der ersten beiden Ebenen haben sowohl betriebliche als auch sicherheitstechnische Aufgaben. Dadurch sollen Störungen vermieden oder in

ihren Auswirkungen begrenzt werden. Dies hält Anlagenbelastungen und Leistungseinschränkungen gering und vermeidet Anforderungen der Sicherheitssysteme. Ein Beispiel für diese Maßnahmen ist, dass die druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels so ausgelegt wird, dass mit ihrem Versagen nach ingenieurmäßigen Maßstäben nicht zu rechnen ist.

Einrichtungen der Ebene 3 bestimmen die sicherheitstechnische Auslegung des Kraftwerks. Sie haben die Aufgabe, Auslegungsstörfälle, deren Eintreten trotz der Maßnahmen der beiden ersten Ebenen unterstellt wird, zu beherrschen. Beispiele für diese Maßnahmen sind das Not- und Nachkühlsystem sowie der Sicherheitsbehälter. Sie dienen dazu, Lecks und Brüche der druckführenden Umschließung zu beherrschen und das austretende Kühlmittel und die darin enthaltene Radioaktivität sicher einzuschließen.

Obwohl Kernkraftwerke sehr konservativ gegen Störfälle ausgelegt sind, werden in der Ebene 4 dennoch Maßnahmen gegen Ereignisse getroffen, deren Eintreten extrem unwahrscheinlich ist, bzw. bei denen ein Versagen der Sicherheitssysteme unterstellt wird. Diese zusätzlichen Maßnahmen sollen die potentiell gravierenden Konsequenzen eines schweren Unfalls (auslegungsüberschreitender schwerer Störfall) verhindern bzw. deutlich lindern und das Restrisiko soweit reduzieren, wie dies mit verhältnismäßigen Mitteln möglich ist. Anfangs wurden nur einzelne punktuelle Maßnahmen ergriffen. Mit der Weiterentwicklung des Sicherheitskonzeptes wurden sie zu einer im Vergleich zur ursprünglichen Auslegung zusätzlichen Sicherheitsebene ausgeweitet.

Bei dieser deterministischen Vorgehensweise lassen sich Unsicherheiten respektive Wahrscheinlichkeiten für das Versagen von Komponenten nicht quantifizieren. Deshalb werden Systeme, bautechnische Strukturen und Komponenten so ausgelegt, dass die Belastungen erheblich unter den Grenzen bleiben, bei denen ein Schaden eintreten würde.

Die Maßnahmen aller Ebenen stützen sich auf technische und personell-organisatorische Mittel. Insbesondere sind alle Maßnahmen Gegenstand der Personalschulung. Für die Auslegungsstörfälle (Ebene 3) wird verlangt, dass sie auch unter der Annahme beherrscht werden, dass das Personal während 30 Minuten nach Störfalleintritt nicht eingreift.

Das konservative Sicherheitskonzept, das auch internationale Anforderungen [6] erfüllt bzw. sie zum Teil sogar übertrifft, ist in seinen Grundzügen seit Beginn der Nutzung der Kernenergie unverändert, die technischen Maßnahmen zu seiner Umsetzung wurden aber erheblich weiterentwickelt.

## 2.2 Sicherheitstechnische Verbesserungen

Das Sicherheitsniveau wurde im Laufe der Zeit fortwährend angehoben:

- Die Anforderungen an neu zu errichtende Anlagen, z. B. hinsichtlich Redundanzgrad, Unabhängigkeit der Einzelstränge, Vermeidung übergreifender Fehler etc., wurden kontinuierlich erhöht. Bereits in Betrieb befindliche Anlagen wurden in großem Umfang an den neuen Standard angepasst. Ein großer Teil der Nachrüstungen aus Tabelle 2, im Wesentlichen Verbesserungen der Störfallbeherrschung (Ebene 3, siehe Tabelle 1), ist hierauf zurückzuführen.
- Ein weiterer Schwerpunkt der Erhöhung von Sicherheitsreserven sind die Maßnahmen der Ebene 4 (siehe Tabelle 3). Sie beinhalten zum einen Vorkehrungen gegen extrem seltene Ereignisse, wie z. B. Flugzeugabsturz. Zum anderen wurden insbesondere im letzten Jahrzehnt anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen (AM-Maßnahmen) eingeführt. Sie erlauben, ein Kernschmelzen auch bei sehr weitreichenden Ausfällen der Sicherheitssysteme zu verhindern oder seine Auswirkungen entscheidend zu begrenzen. Insbesondere wurden Maßnahmen ergriffen, um Versagensarten des Sicherheitsbehälters zu vermeiden, die zu großen Freisetzungen von radioaktiven Stoffen führen könnten.
- Verbesserungen aufgrund von Betriebserfahrungen überspannen einen weiten Bereich. Sie reichen von vielfältigen Verbesserungen im Detail, wie optimierten Prüfungen und Instandhaltungsmaßnahmen, geänderten Betriebsweisen von Systemen, Einsatz zuverlässigerer Komponenten, bis hin zu kleinen und großen Nachrüstungen, z. B. dem Austausch von Rohrleitungen in Siedewasserreaktoren (SWR). Dabei wird auf in- und ausländische Erfahrungen zurückgegriffen, z. B. wurde zur Messung des Füllstandes direkt im Reaktordruckbehälter (RDB) eine Füllstandssonde resultierend aus dem Störfall im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI-Störfall) nachgerüstet.
- Aus probabilistischen Analysen, die ergänzend für die Kraftwerke durchgeführt wurden, hat man ebenfalls eine Vielzahl von Verbesserungen abgeleitet.
- Die Betriebshandbücher, auf die sich das Personal im Normalbetrieb und Störfallsituationen stützt, wurden kontinuierlich weiterentwickelt. Ihr technischer Inhalt wurde an neue Erkenntnisse zum Anlagenverhalten angepasst, ihre Darstellungsform hinsichtlich Übersichtlichkeit und Handhabbarkeit optimiert. Zusätzlich zu den ereignisorientierten Beschreibungen wurden schutzziel-

orientierte Anweisungen aufgenommen, um auch dann eine Anleitung zu geben, wenn das ereignisorientierte Vorgehen aus irgendeinem Grund nicht zum Ziel führt. Mit Einführung der AM-Maßnahmen wurden diese in entsprechenden Anweisungen im Notfallhandbuch beschrieben. Dabei wurde insbesondere auf einfach zu beschreibende und eindeutige Kriterien für die Einleitung der Maßnahmen geachtet.

- Entsprechend wurde die Ausbildung des Personals weiterentwickelt, insbesondere die des verantwortlichen Schichtpersonals, das für seine Tätigkeit eine behördliche Zulassung braucht. Eine wichtige Rolle spielt die Simulatorschulung, weil dabei die Erfahrung mit dem Vorgehen bei Störfällen gewonnen werden kann, die wegen des zuverlässigen Betriebs der Kraftwerke dort nicht anfällt. Im Zuge der Optimierung dieser Schulung wurden in den letzten Jahren für deutsche Kernkraftwerke zu den vorhandenen 5 Vollsimulatoren 9 zusätzliche beschafft, ein weiterer ist im Bau. Die Schulung deckt neben Normalbetrieb und Störfällen auch auslegungsüberschreitende Zustände ab, bei denen präventive AM-Maßnahmen einzusetzen sind. Parallel zur Erweiterung der Inhalte wurden auch die Methoden der Schulung weiter verbessert. Neben der schon immer wichtigen technischen Kompetenz gewinnen zunehmend Fähigkeiten der Zusammenarbeit und Führung an Bedeutung (Sicherheitskultur).
- Erkenntnisse aus der Wissenschaft, aus der Auswertung in- und ausländischer Ereignisse etc. kommen Alt- und Neuanlagen gleichermaßen zugute. Beispielsweise waren die Maßnahmen der Ebene 4 für die bestehenden Anlagen keine Genehmigungsvoraussetzung. Die Betreiber aller deutschen Kernkraftwerke haben nachträglich jedoch solche Maßnahmen umgesetzt.

Art und Umfang der nachträglichen Änderungen in den Kraftwerken sind anlagen-spezifisch. Im Kernkraftwerk Biblis wurden eine Vielzahl beantragter Änderungen bisher nicht umgesetzt.

Die Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke wird regelmäßig überprüft. Zum einen muss im Anlagenbetrieb nachgewiesen werden, dass die für die Sicherheit der Anlage wesentlichen Systemfunktionen verfügbar sind und die aus den Qualitätsanforderungen abgeleiteten Qualitätsmerkmale im Laufe der Zeit erhalten bleiben. Eine umfangreiche Überprüfung findet für alle deutschen Kernkraftwerke im Rahmen von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) statt, die aus dem deterministischen Teil, der Sicherheitsstatusanalyse (SSA), und einem probabilistischen Teil, der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA, siehe Kapitel 2.5) bestehen. In der SSA wird u. a. überprüft, ob die Anlage mit ihren Sicherheitssystemen

Verbesserungsziel	DWR-Generation				SWR-Baulinie	
	1	2	3	4	69	72
Verbesserungsmaßnahmen						
1. Erhöhte Zuverlässigkeit des bestimmungsgemäßen Betriebs Zusätzliche Netzanschlüsse	X	X	●	●	X	●
2. Erhöhte Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitsrichtungen						
Zusätzliche Notstromdiesel	X	X	●	●	X	●
Zusätzliche Hochdruck- und Niederdruck-Notkühlsysteme (DWR)	X	●	●	●		
Erweiterung der Notkühlsysteme / zusätzliche Einspeisungen (DWR)	X	X	●	●		
Ertüchtigung der Hochdruck-/Niederdruck-Schnittstellen	X	X	X	X	X	X
Ausbau Notkühlsysteme / neues diversitäres Notkühlsystem (SWR)					X	X
Zusätzliche Notspieswassersysteme	X	X	●	●	●	●
Sicherheits- Ertüchtigung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten	X	X	●	●	X	●
Zusätzliche Armaturen für den Gebäudeabschluss (SWR)					X	●
Diversitäre Steuerventile für die Sicherheits- und Entlastungsventile (RWR)					X	●
Diversitäre Druckentlastungsventile (SWR)					X	X
3. Beherrschung von Notstandstillen Notstandssysteme	X	X	●	●	X	●
4. Verringerung der Folgen möglicher Brände Bauliche Trennung durch neue Systeme in anderen Bauwerken	X	●	●	●	X	●
Zusätzliche Feuerlöschanlagen	X	●	●	●	●	●
Nachrüstung von Feuerlöschanlagen	X	●	●	●	●	●
Ertüchtigung von Brandschutzklappen und Abschottungen	X	X	●	●	●	●
Zusätzliche Brandschutzklappen	X	●	●	●	X	●
5. Verbesserung der Barrieren Neue Leitungen aus verbessertem Werkstoff für Frischdampf-, Spisewasser- und nukleare Hilfsysteme (SWR)					X	●
Optimierte Dampferzeugerwerkstoffe (DWR)	X	●	●	●		
Fallfall des Lagerdruckwassersystems mit den Anschlüssen nach außen (SWR)					X	●
6. Notfallvorsorge Verbesserung der technischen Einrichtungen für Schadensvermeidung	X	X	X	X	X	X
Verbesserung der technischen Einrichtungen für Schadensminderung	X	X	X	X	X	X

X Verbesserung durch Nachrüstung  
 ● Verbesserung bereits in der Auslegung enthalten

Tabelle 2: Wesentliche Nachrüstungen in deutschen Kernkraftwerken nach Generationen und Baulinien<sup>1</sup> getrennt [7]

<sup>1</sup> 1. Gen./Baulinie DWR: KWO, KKS; 2. Gen./Baulinie DWR: KWB A, KWB B, GKN 1, KGU  
 3. Gen./Baulinie DWR: KKG, KWG, KKP 2, KBR; 4. Gen./Baulinie DWR: GKN 2, KKI 2, KKE, KMK  
 SWR 69: KKB, KKI 1, KKK; SWR 72: KRB B, KRB C

bei allen Auslegungsstüfallen (Ebene 3) in der Lage ist, die Schutzziele *Reaktivitätskontrolle, Brennelementkühlung, Einschluss der radioaktiven Stoffe und Begrenzung der Strahlenexposition* bei Anwendung konservativer Annahmen einzuhalten. Dabei sind die Schutzziele bei allen Alt- und Neuanlagen gleich.

**Präventive Maßnahmen DWR:**

- sekundärseitige Druckentlastung und Einspeisung
- primärseitige Druckreduzierung mit Einspeisung.

**Schadensmindernde Maßnahmen DWR:**

- gesicherter Gebäudeabschluss
- primärseitige Druckentlastung
- gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters
- H<sub>2</sub>-Gegenmaßnahmen
- Wartenzulufffilterung.

**Präventive Maßnahmen SWR:**

- autarkes Einspeisesystem
- zusätzliche Ein- oder Nachspeisemöglichkeit im Reaktordruckbehälter

**Schadensmindernde Maßnahmen SWR:**

- gesicherter Gebäudeabschluss
- Druckentlastung des Reaktordruckbehälters
- gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters
- Inertisierung des Sicherheitsbehälters oder der Kondensationskammer
- Wartenzulufffilterung.

**Hilfsmaßnahmen zur Unterstützung der präventiven und schadensmindernden Maßnahmen für DWR und SWR:**

- Notstromversorgung durch den Nachbarblock (falls vorhanden)
- Ausreichende Batteriekapazitäten\*
- Möglichkeiten einer schnellen NetZRückschaltung
- eine zusätzliche Netzanbindung (Erdkabel)
- Probenahmesystem im Reaktorsicherheitsbehälter.

\* für den erhöhten Bedarf bei Durchführung von AM-Maßnahmen

Tabelle 3: Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in deutschen Kernkraftwerken [7]

### 2.3 Alterungsphänomene

Die Alterung von Kernkraftwerken ist sowohl konzeptionell als auch technologisch bedingt. Die konzeptionelle Alterung bedeutet, dass aufgrund von Weiterentwicklungen, z. B. der Sicherheitseinrichtungen oder der Werkstoffe, Anlagen, die bereits seit Jahren in Betrieb sind, sich zunehmend von dem Standard dieser Neuentwicklungen entfernen. Durch die kontinuierliche Anpassung an den Stand von Wissenschaft und Technik wird für die in Betrieb befindlichen Anlagen ein Sicherheitsstandard erreicht, der an den heranreicht, den neu entwickelte Reaktorkonzepte in der Auslegungsphase aufweisen.

Technologische Alterung bedeutet die Änderung der Eigenschaften technischer Einrichtungen im Verlauf der betrieblichen Nutzung bis zu ihrer Außerbetriebnahme. Dieser in der Regel nicht positiven Veränderung der Eigenschaften wurde bereits konservativ in der Auslegung und Betriebsweise Rechnung getragen. Wie in Kapitel 2.1 dargelegt, sind ausreichende Sicherheitsreserven vorgesehen, so dass die Beanspruchungen erheblich unter den Grenzen bleiben, bei denen ein Schaden eintreten würde. Um stets ausreichende Sicherheitsreserven nachzuweisen und damit die Sicherheit zu gewährleisten, werden sicherheitsrelevante Alterungseffekte überwacht.

Beispiele sind:

- "Bestrahlungsproben" in Kernnähe im Reaktordruckbehälter, um den Einfluss der Neutronenstrahlung auf die Werkstoffeigenschaften voreilend zu bestimmen und ggf. entsprechende Maßnahmen einzuleiten;
- wiederkehrende Prüfungen sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten;
- kontinuierliche Erfassung und Bewertung der Mechanismen, die die Alterung beeinflussen (wie z. B. Temperaturen, Transienten, Wasserchemie, Schwingungen).

Die Ergebnisse dieser Überwachungsmaßnahmen bilden die Basis für vorbeugende Instandhaltung, Reparaturen oder den Austausch von Systemen, Komponenten und bautechnischen Strukturen:

- Insgesamt werden gemäß [7] jährlich ca. 3 Milliarden DM für Instandhaltung, wiederkehrende Prüfungen, Komponentenaustausch und Nachrüstungen für alle in Betrieb befindlichen deutschen Anlagen aufgewendet. Diese Maßnahmen sorgen dafür, dass auch solche Alterungseffekte, die nicht für die gesamte Betriebsdauer vorhersehbar sind, nicht zu einer Verschlechterung der Sicherheit führen.

- Eigenschaften, die nicht ohne weiteres wiederkehrend prüfbar sind, insbesondere die Kühlmittelverlust-Störfallfestigkeit von Komponenten, werden durch Qualifikation der entsprechenden Komponenten sichergestellt. Dies schließt Tests künstlich gealterter Komponenten unter Störfallbedingungen ein. Die Verlässlichkeit der Qualifikation über lange Zeiten wird durch Prüfung repräsentativer Komponenten verifiziert.

Zur Alterung von Systemen, Komponenten und bautechnischen Strukturen werden seit einigen Jahren weltweit zahlreiche Untersuchungen durchgeführt. Dies hat sich in einer Fülle von wissenschaftlichen Arbeiten und einem regen internationalen Informationsaustausch niedergeschlagen [8].

Der Erfahrungsgewinn aus der Überwachung der Anlagen und aus den Untersuchungen an ausgebauten Komponenten samt der daraus resultierenden Optimierung der Anlagen trug zu einem kontinuierlichen Rückgang der Häufigkeit von Störungen bei. Signifikante Unterschiede zwischen älteren und neueren Anlagen bestehen in dieser Hinsicht nicht.

Die technische Lebensdauer von Kernkraftwerken wird durch die geforderte Sicherheit und Zuverlässigkeit der Komponenten und Systeme bestimmt. Die tatsächliche Lebensdauer eines Kraftwerks hängt von seiner Wirtschaftlichkeit ab. Diese kann wesentlich von den Kosten beeinflusst werden, die zur Erhaltung des Sicherheitsstandards und für Ertüchtigungsmaßnahmen erforderlich sind.

Die US Nuclear Regulatory Commission (USNRC) gab die Studie Nuclear Plant Aging Research Program (NPAR) in Auftrag, bei der Daten erhoben wurden, um den Einfluss der Alterung auf die Sicherheitssysteme zu untersuchen [9]. Ergebnisse dieses Programmes wurden zum Hauptbestandteil der License Renewal Rule, also der Regelung zur Verlängerung der Betriebsgenehmigung. Kernkraftwerke sind in den USA für die Dauer von 40 Jahren genehmigt, wobei bei Erfüllung der o.g. Regel eine Verlängerung der Betriebsgenehmigung von weiteren 20 Jahren erteilt werden kann. Basis ist die intensive Überprüfung der Sicherheitssysteme sowie der Alterungsmechanismen, denen sie unterliegen, und die Durchführung eines entsprechenden Programms zum Alterungsmanagement.

Die ersten Kernkraftwerke, die eine solche Verlängerung der Betriebsgenehmigung beantragt haben, waren das Kernkraftwerk Calvert Cliff (Block 1 und 2) und Oconee (Blöcke 1 bis 3). Die NRC erteilte diese Genehmigung kürzlich auf Basis ihrer Beurteilung und einer Empfehlung des NRC Advisory Committee on Reactor Safeguards [10]. Die 5 Blöcke, die zwischen 1973 und 1976 in Betrieb gingen, dürfen nun nach dieser Genehmigung bis zum Zeitraum 2033-2036 betrieben werden.

## 2.4 Betriebserfahrungen

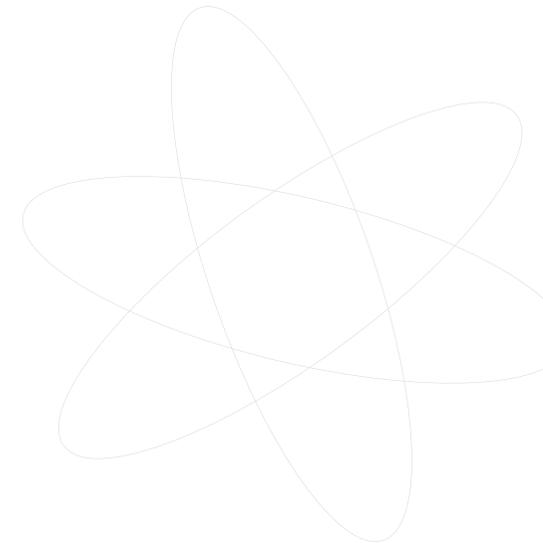
Nach Angaben der International Atomic Energy Agency (IAEA) war Ende 1999 weltweit eine kumulierte Betriebserfahrung von 9.384 Reaktorjahren zu verzeichnen. In Deutschland betrug die Erfahrung mit Leichtwasserreaktoren Ende 1999 590 Reaktorjahre [11], was die folgenden Schlussfolgerungen erlaubt:

- Das konservative Sicherheitskonzept hat sich insofern bewährt, als bei deutschen Leichtwasserreaktoren Gesundheits- und Umweltschäden durch Unfälle vermieden wurden; für die Bevölkerung traten keine radiologischen Belastungen auf, die über die für den Normalbetrieb des Kernkraftwerkes zulässigen Werte hinausgingen. Alle Störfälle wurden mit der ursprünglichen Anlagenauslegung beherrscht, so dass die vorgenommenen Nachrüstungen eine vorsorgliche Erhöhung der Sicherheitsreserven darstellen.
- Aussagen zur zeitlichen Entwicklung des Sicherheitsniveaus sind aufgrund detaillierterer Auswertungen möglich [12]. Danach ergibt sich für das Auftreten wichtiger Transienten, nämlich Ausfall der Hauptwärmesenke sowie Störungen der Speisewasser- und der Eigenbedarfsversorgung, über die letzten zwei Jahrzehnte eindeutig ein Rückgang. Die Anzahl der ungeplanten Schnellabschaltungen hat sich in diesem Zeitraum um etwa den Faktor 3 reduziert. In die gleiche Richtung weist die seit Jahren zurückgehende Anzahl meldepflichtiger Ereignisse sowie die sehr hohen Verfügbarkeiten der Anlagen. Diese Entwicklung ist im Wesentlichen der stetigen Verbesserung der Qualität sowohl auf technischer als auch auf personeller Ebene (1. Ebene des Sicherheitskonzepts) zuzuschreiben.
- Die Nichtverfügbarkeit einzelner Stränge von Sicherheitssystemen während wiederkehrender Prüfungen bewegt sich nach einem deutlichen Rückgang in den 80er Jahren auf sehr niedrigem Niveau [12].

Vergleicht man die deutschen Betriebserfahrungen mit denen anderer Länder, die Reaktorsicherheit nach grundsätzlich ähnlichen Prinzipien betreiben, z. B. Belgien, Finnland, Frankreich, Großbritannien, Japan, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien und USA, dann stellt man fest, dass die gute integrale Sicherheitsbilanz keine deutsche Besonderheit ist. In den mehr als 350 Leichtwasserreaktoren westlicher Bauart und Betriebspraxis ist nur ein Unfall mit Kernschaden in Three Mile Island aufgetreten. Er hatte keine gravierenden Freisetzungen von Radioaktivität außerhalb der Anlage zur Folge. Der Unfall, der über 20 Jahre zurückliegt, war in vielen Ländern, darunter auch Deutschland, Anlass für Maßnahmen, die die Sicherheitsreserven der KKW weiter erhöhten. Eine daraus resultierende Maß-

nahme war die Organisation eines effizienten internationalen Informationsaustauschs über Betriebserfahrungen. Der Unfall in Tschernobyl wurde bei diesem Vergleich nicht herangezogen, weil es sich bei der betroffenen Anlage um einen Reaktortyp handelt, bei dem bei Auslegung und Betrieb unzureichende Standards angewandt wurden und der dementsprechend in westlichen Ländern nicht genehmigungsfähig gewesen wäre.

Die zeitlichen Entwicklungen, die für die deutschen Anlagen diskutiert wurden, finden sich in vielen Ländern wieder. Die Verfügbarkeiten sind in den letzten Jahren international zum Teil deutlich gestiegen. Für die amerikanischen Anlagen werden quantitative Kennzahlen, sogenannte performance indicators, veröffentlicht. Sie weisen seit Jahren einen Anstieg der Qualität des Betriebes aus (siehe Kapitel 2.5, Abbildung 1).



## 2.5 Risikobewertung

### 2.5.1 In Deutschland durchgeführte Risikoanalysen

Wie in Kapitel 2.1 dargelegt, sind die Anlagenbetreiber und die Sicherheitsbehörden nicht quantifizierbaren Unsicherheiten in der deterministischen Sicherheitsanalyse zunächst durch die Umsetzung des Defence-in-Depth-Prinzips mit entsprechenden Sicherheitsreserven begegnet [6].

Von den 70er Jahren an war es durch die Methodik der Probabilistischen Sicherheits- bzw. Risikoanalyse (PSA bzw. PRA<sup>2</sup>) möglich, Unsicherheiten zu quantifizieren, was zu einem rationaleren Vorgehen im Sicherheitsmanagement führte. Diese Methodik änderte den Zugang zur Reaktorsicherheit in zwei grundlegenden Aspekten:

- Die Anlage wird als ganzheitliches System bestehend aus Anlagentechnik und Personal analysiert.
- Quantitative Größen zur Charakterisierung des Risikos werden definiert und berechnet. Die gebräuchlichsten Größen sind die Kernschadenshäufigkeit (CDF=Core Damage Frequency), die Häufigkeit einer frühzeitigen und großen Aktivitätsfreisetzung (LERF= Large Early Release Frequency), die Wahrscheinlichkeit für den Tod des Einzelnen (Individualrisiko) oder für eine Anzahl von Todesfällen in der Gesellschaft als Ganzes (Kollektivrisiko).

Abhängig von ihrem Umfang werden die folgenden drei PSA-Level (Stufen) definiert:

Eine **Level 1-PSA** besteht aus der integralen Analyse der Anlagenauslegung und des Anlagenbetriebs und konzentriert sich auf die Ursachen und Häufigkeiten von Unfallsequenzen, die zu einem Kernschaden führen können. In einer **Level 2-PSA** werden darüber hinaus die physikalischen Prozesse im Unfallablauf sowie das Verhalten des Sicherheitsbehälters bis zur Emission radioaktiver Stoffe analysiert. Bei einer **Level 3-PSA** werden zusätzlich zu den Untersuchungen der PSA Level 2 die Transportvorgänge der Radionuklide in der Umgebung analysiert und die Unfallfolgen für die Gesundheit der Bevölkerung sowie wirtschaftliche Konsequenzen bewertet.

In Deutschland werden heute im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) im Wesentlichen **Level 1+-PSAs** durchgeführt. Neben den Untersu-

<sup>2</sup> In Deutschland ist der Begriff Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) gebräuchlicher als der im angelsächsischen Raum verwendete Begriff Probabilistische Risikoanalyse (PRA).

chungen des Level 1 beinhalten diese Analysen eine Bewertung der aktiven Funktionen des Sichereinschlusses, also Elemente einer Level 2 Analyse. Deren weitere Besonderheit ist die Definition der Endzustände von Unfallsequenzen. Diese Zustände werden in beherrschte - bzw. Gefährdungszustände, bei denen ein Schutzziel, z. B. die Kernkühlung, gefährdet ist, eingeteilt. Für die Definition dieser Zustände werden nur die der Auslegung zu Grunde liegenden Sicherheitssysteme sowie die in den Betriebshandbüchern beschriebenen Handmaßnahmen berücksichtigt. Das bedeutet jedoch, dass die möglichen positiven Auswirkungen von AM-Maßnahmen, die in entsprechenden Anweisungen im Notfallhandbuch beschrieben sind, bei den Unfallhäufigkeiten vernachlässigt bleiben.

Diese Level 1+-Analysen werden alle 10 Jahre nach einem verbindlichen Leitfadens [18] und auf Basis einer Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission [19] für alle deutschen KKW durchgeführt. Sie basieren auf einer freiwilligen Selbstverpflichtung der Betreiber und ergänzen die ständige behördliche Aufsicht. Die Ergebnisse dieser Analysen sind u. a. die Nichtverfügbarkeiten der Sicherheitssysteme sowie die bedingten Wahrscheinlichkeiten für den Ausfall der aktiven Funktionen des Sicherheitseinschlusses. Diese Informationen werden zur Bewertung des Sicherheitsniveaus und der Ausgewogenheit der Anlagenauslegung herangezogen.

Bei den in Deutschland über diesen Level hinaus durchgeführten Analysen sind insbesondere die Deutsche Risiko Studie Phase A (DRS A) [14] und die Deutsche Risikostudie Phase B [15] für das Kernkraftwerk Biblis B zu nennen.

In der DRS A von 1979 wurden Kernschmelzhäufigkeiten, Art und Häufigkeiten von großen Aktivitätsfreisetzungen sowie die Konsequenzen dieser Freisetzungen ermittelt. Diese Risikostudie spiegelt den damalig verfügbaren Wissensstand wider. Sie musste sich oft, vor allem hinsichtlich der Versagensarten des Sicherheitsbehälters und der zugehörigen Wahrscheinlichkeiten, auf Annahmen stützen.

Die DRS B wurde 1990 abgeschlossen. In ihr wurde der Umfang der auslösenden Ereignisse erweitert und eine Reihe von spezifischen Fragestellungen analysiert. Die Nichtverfügbarkeiten der Sicherheitssysteme wurden berechnet und die Verfügbarkeit der AM-Maßnahmen anhand einer vorläufigen Bewertung berücksichtigt. Es konnte aufgezeigt werden, dass durch AM-Maßnahmen in den meisten dieser Fälle eine Kernschmelze verhindert werden kann. Zwischenzeitlich durchgeführte detaillierte Untersuchungen der GRS zur Verfügbarkeit der AM-Maßnahmen führten zu einem noch günstigeren Ergebnis [16]. Die möglichen Versagensarten des Sicherheitsbehälters wurden analysiert; die Auftretenswahrscheinlichkeiten konnten damals jedoch nicht quantifiziert werden. Die Untersuchungen zeigten aber, dass große Freisetzungen nur bei frühzeitigem Versagen

oder bei einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters auftreten können. Diese Szenarien wurden in der Zwischenzeit eingehend untersucht und Maßnahmen zu ihrer Verhinderung entwickelt. Diese Maßnahmen sind in den DWR zum großen Teil umgesetzt, zum Teil befinden sie sich in der Realisierung.

Vergleichbar mit der Risikostudie für den DWR Biblis B wurde eine probabilistische Analyse mit dem SWR Gundremmingen als Referenz durchgeführt [17]. Auch dort wurden die Nichtverfügbarkeiten der Sicherheitssysteme berechnet und AM-Maßnahmen entwickelt, die eine Kernschmelze verhindern könnten. Wie bei DWRs wurden auch für SWRs Maßnahmen zur Vermeidung des frühen Versagens des Sicherheitsbehälters eingeführt.

## 2.5.2 Ergebnisse der PSA-Analysen

Eine quantitativ belegbare Aussage über die Entwicklung des Gesundheitsrisikos der Bevölkerung, z. B. über die zu erwartende Anzahl von Gesundheitsschäden, setzt die Durchführung einer Level 3-PSA zu verschiedenen Zeitpunkten voraus. Da solche Analysen in Deutschland nicht verfügbar sind, können Erkenntnisse zur Entwicklung des Gesundheitsrisikos für die Bevölkerung nur aus *Trends* bezüglich der Kernschadenshäufigkeit (CDF) oder der Häufigkeit für die große und frühzeitige Freisetzung radioaktiver Stoffe (LERF) abgeleitet werden. Diese sind insofern gute, repräsentative Ersatzgrößen, weil signifikante Gesundheitsschäden nur bei Kernschäden und der Freisetzung großer Mengen radioaktiver Stoffe innerhalb kurzer Zeit aus dem Sicherheitsbehälter auftreten können. Die Häufigkeiten hierfür sind in der DRS A [14] und der DRS B [15] für Biblis B untersucht worden. Zusätzliche Erkenntnisse können aus in anderen Ländern durchgeführten Level 3-PRAs, z. B. den amerikanischen PRAs [20], [21] abgeleitet werden.

Eine PSA stellt eine Momentaufnahme dar, die auf dem Verständnis des Anlagenverhaltens (Anlagenmodell), der Datenverfügbarkeit, der Berücksichtigung von Unsicherheiten und - wenn nötig - konservativen Annahmen beruht. Wenn das zu betrachtende KKW den Betrieb fortsetzt, werden Anlagenverbesserungen und -änderungen auf Grund von Betriebserfahrungen und eines besseren Verständnisses der Phänomene umgesetzt. Die weitreichende Forschung und Entwicklung im kerntechnischen Bereich haben zu einem verbesserten Verständnis der komplexen Wechselwirkungen und der unfallrelevanten Phänomene geführt. Viele Anlagenänderungen gehen auf diese kontinuierliche Entwicklung zurück (siehe Kapitel 2.2).

In Deutschland kann die Entwicklung des Risikos durch einen Vergleich der Erkenntnisse und Ergebnisse der DRS A und der DRS B ansatzweise verdeutlicht werden. In der DRS A wurde eine Kernschmelzhäufigkeit von  $9 \times 10^{-5}$  pro Reaktorjahr angegeben, während diese zehn Jahre später in der DRS B mit  $4,5 \times 10^{-6}$  pro Reaktorjahr berechnet wurde. Der Unterschied ist zum Teil mit verschiedenen Systemverbesserungen zu erklären, ein Großteil resultiert jedoch aus der Einführung der zwei AM-Maßnahmen primär- und sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (Bleed and Feed).

Für frühes Versagen des Sicherheitsbehälters wird in der DRS A eine Häufigkeit von  $2 \times 10^{-6}$  pro Reaktorjahr angegeben. Aus den in der DRS B ermittelten Häufigkeiten für Kernschmelzen ergibt sich mit *heutigem* Kenntnisstand:

- Kernschmelzen mit Umgehung des Sicherheitsbehälters sowie ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters sind extrem unwahrscheinlich (bereits in DRS B gezeigt).
- Aufgrund der Wasserstoffabbau-Maßnahmen gilt dies auch für ein Versagen des Sicherheitsbehälters infolge Wasserstoffverbrennungen [22], [23].
- Zur Vermeidung von Kernschmelzen unter hohem Druck wurde die AM-Maßnahme primärseitige Druckentlastung eingeführt. Die DRS B bewertet die Verfügbarkeit dieser AM-Maßnahme und kommt zu einer Kernschmelzhäufigkeit im sogenannten Hochdruckpfad für die Gesamtheit aller auslösenden Ereignisse von  $4,5 \times 10^{-7}$  pro Reaktorjahr. Bei realistischerer Bewertung der AM-Maßnahme nach [16] sinkt die Kernschmelzhäufigkeit im Hochdruckpfad auf  $3,6 \times 10^{-7}$  pro Reaktorjahr [24]. Angaben für die Wahrscheinlichkeit, dass dabei der Sicherheitsbehälter beschädigt würde, liegen nicht vor. Konservativ kann daher als obere Abschätzung von einer entsprechenden Häufigkeit ( $3,6 \times 10^{-7}$  pro Reaktorjahr) für das Versagen des Sicherheitsbehälters als Folge des Kernschmelzens im Hochdruckpfad und einer damit verbundenen frühzeitigen Freisetzung großer Mengen radioaktiver Stoffe ausgegangen werden.

Dem oben beschriebenen Sachverhalt kann man entnehmen, dass die Kernschmelzhäufigkeit signifikant verringert wurde. Ebenso wurde die Wahrscheinlichkeit einer großen Freisetzung durch Umsetzung der Maßnahmen zur Verhinderung frühen Versagens des Sicherheitsbehälters erheblich reduziert. Die Häufigkeit großer Freisetzungen ist kleiner als in der Risikostudie DRS A angenommen.

Auf Grund gleicher Versagensarten des Sicherheitsbehälters sind diese Überlegungen für alle DWR repräsentativ. Die primär- und sekundärseitige Druckent-

lastung und Bespeisung sowie die ergriffenen Maßnahmen zur Verhinderung eines frühen Versagens des Sicherheitsbehälters sind bei allen DWR vom Grundsatz her gleich.

Auch für SWR wurden Maßnahmen zur Verhinderung frühen Versagens des Sicherheitsbehälters ergriffen:

- Um einen etwaigen Überdruck zu beherrschen, wurde eine gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters eingeführt.
- Um die Wasserstoff-Problematik zu beherrschen, werden die Sicherheitsbehälter der Baulinie 69 ganz und die Sicherheitsbehälter der Baulinie 72 in Teilbereichen inertisiert.

Ähnlich positive Entwicklungen lassen sich *weltweit* beobachten. Eine neuere Präsentation der US NRC [25] bestätigt sehr deutlich die Verbesserungen im Anlagenverhalten, die sich anhand der Betriebserfahrung ableiten lassen. Insbesondere die Analyse der Häufigkeit von auslösenden Ereignissen zeigt, dass

- die Summenhäufigkeit aller auslösenden Ereignisse um den Faktor 4 bis 6 niedriger ist als in früheren PSAs, z. B. NUREG-1150 [21],
- die Häufigkeit der meisten risikosignifikanten auslösenden Ereignisse schneller sinkt als die der Gesamtheit der auslösenden Ereignisse,
- die Häufigkeit von Kühlmittelverluststörfällen geringer ist, als in der NUREG-1150 [21] angesetzt wurde,
- die Häufigkeit von Common-Cause Ausfällen, d. h. von redundanzübergreifenden Ausfällen, in den letzten Jahren deutlich zurückgegangen ist (siehe Abbildung 1).

Sowohl in der Reactor Safety Study (RSS) [20] von 1975 als auch in der Studie NUREG-1150 [21] von 1987 wurde das amerikanische Kernkraftwerk Surry untersucht. Der Erwartungswert für die Kernschadenshäufigkeit in der RSS wurde zu  $4,6 \times 10^{-5}$  pro Reaktorjahr, in NUREG-1150 der entsprechende Wert zu  $2,6 \times 10^{-5}$  pro Reaktorjahr ermittelt, also eine Reduktion um den Faktor 1,8. Wie in [26] ausgewiesen, wurde in NUREG-1150 das Versagen der Hauptkühlmittelpumpendichtungen als neues auslösendes Ereignis für den Ereignisablauf "kleines Leck" hinzugefügt, wodurch seine Eintrittshäufigkeit um den Faktor 10 anstieg. Gleichzeitig bewirkten

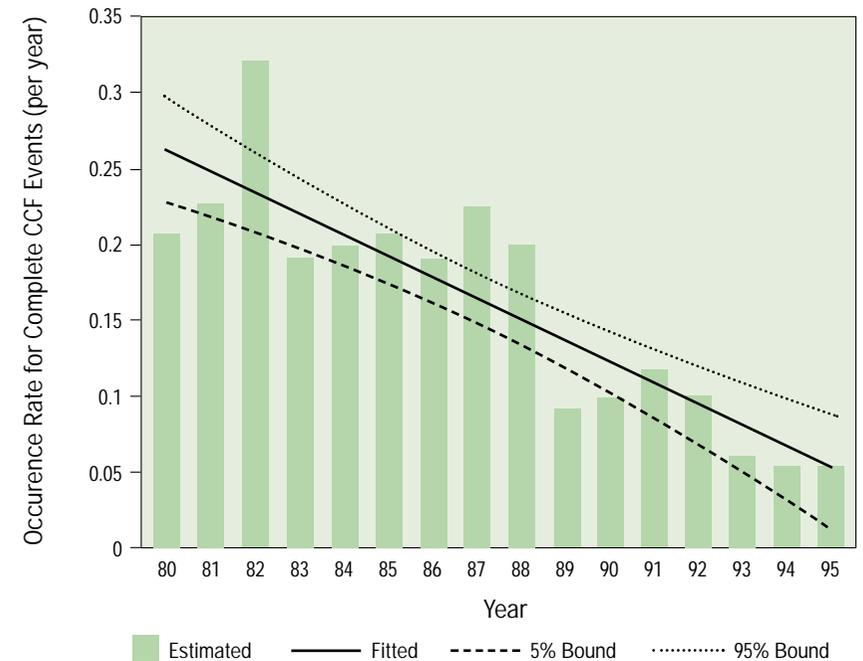
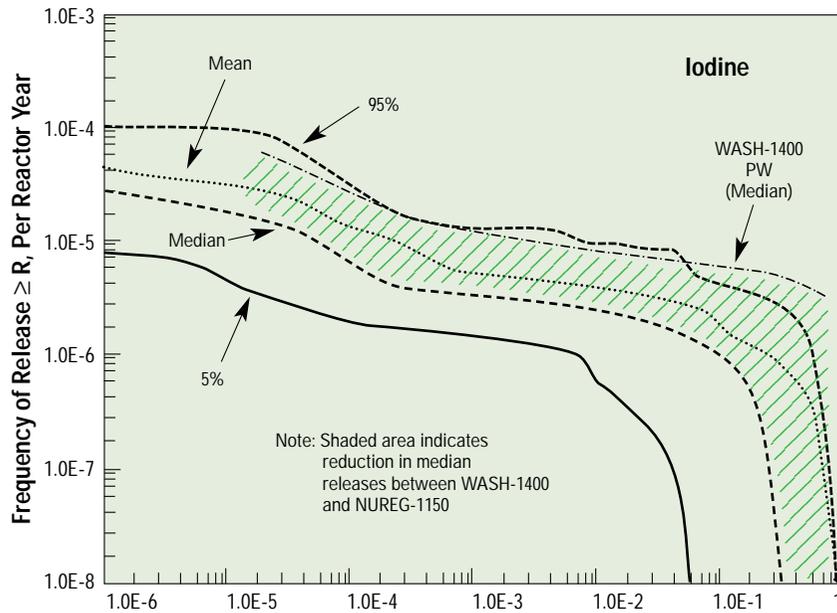


Abbildung 1 Zeitliche Entwicklung der Häufigkeit von Common-Cause Ausfällen [25]

Anlagenverbesserungen (z. B. Querversorgung zwischen den Blöcken) und verbesserte analytische Modelle (z. B. realistischere Abbildung der thermohydraulischen Verhältnisse im Kern) in der Gesamtbewertung eine Reduzierung der Kernschmelzhäufigkeit. Dies bedeutet, dass *Einzeländerungen* nicht für sich isoliert betrachtet werden dürfen.

Ähnliche Vergleiche können für den Quellterm bei schweren Unfällen angestellt werden. Abbildung 2 zeigt die Häufigkeit der Freisetzung des wichtigen Radionuklids Jod. Der Unsicherheitsbereich der NUREG-1150-Ergebnisse ist dargestellt (5%- und 95%-Quantile, Erwartungs- und Medianwert), während aus der RSS nur der Medianwert verfügbar ist. Die schraffierten Bereiche in der Abbildung zeigen die Abnahme der Häufigkeiten. Beispielsweise hat sich die Häufigkeit der Freisetzung von 10 oder mehr Prozent des Jodinventars um mehr als einen Faktor 10 reduziert. Auch hier liegen die Gründe in Anlagenänderungen (Absenkung der CDF, wie oben aufgezeigt) und einem besseren Verständnis für die Phänomene schwerer Unfälle.



R, Fraction of Core Inventory Released To Environment (NUREG-1420)

Abbildung 2: Vergleich der Häufigkeit der Freisetzung von Jod zwischen NUREG-1150 und RSS (Wash-1400) [26]

Die Auswirkungen von nuklearen Unfällen sind komplex, können jedoch untersucht und weitgehend quantifiziert werden. So können Level 3-PSAs eine Reihe von Konsequenzen quantifizieren. Beispielhaft zeigt Abbildung 3 die Häufigkeiten früher und später Todesfälle. Berücksichtigt wurden dabei interne auslösende Ereignisse. Die Unsicherheit in den Schätzwerten der NUREG-1150 ist durch obere und untere Grenzkurven dargestellt. Die Schätzwerte der RSS sind wie oben erwähnt eher konservativ, d. h. sie liegen in der Nähe der oberen Grenzkurve der NUREG-1150. Bemerkenswert ist, dass für frühe Todesfälle mit einer Anzahl von über 200 die von der RSS ermittelten Häufigkeiten sogar die obere Grenzkurve der NUREG-1150 überschreiten. Dieser Vergleich belegt erneut, dass einerseits die Risiken der betrachteten KKW mit der Zeit abnehmen und dass andererseits ein besseres Verständnis der Phänomene erlaubt, weniger konservative Annahmen zu verwenden.

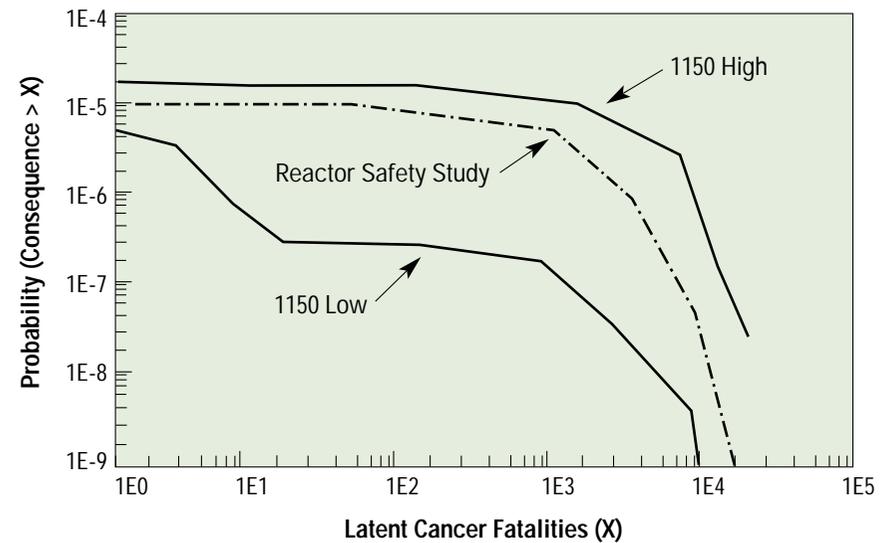
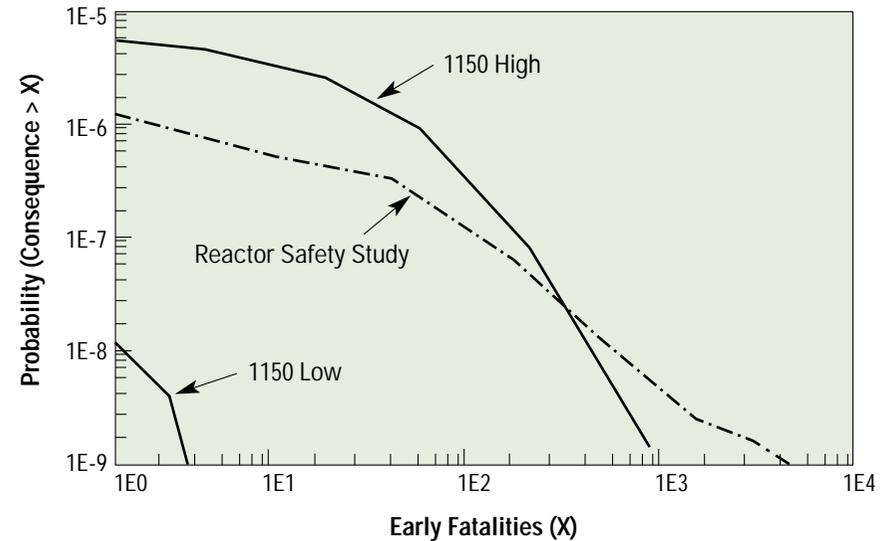


Abbildung 3: Vergleich der kumulativen Eintrittshäufigkeit-Schadensfunktion zwischen NUREG-1150 und RSS (Wash-1400)

Zusammenfassend ist festzustellen, dass sich der Wissensstand über die Risiken der Kernkraft (Risiko für die Bevölkerung, repräsentative Ersatzgrößen wie CDF und LERF) stetig weiterentwickelt hat. Die Anlagen sind ständig verbessert worden. Im Ergebnis kann eine Verringerung des Risikos nachgewiesen werden.

Gedankenmodelle, das Risiko aus dem Betrieb von Kernkraftwerken auf der Grundlage einer heutigen, auf 20 Anlagen angewandten Kernschmelzhäufigkeit von  $10^{-5}$  pro Reaktorjahr über 50 Jahre in die Zukunft zu extrapolieren und zu kumulieren, wie dies in [3] dargelegt wurde, sind mathematisch zulässig, aber wohl wenig aussagekräftig. Eine Wahrscheinlichkeit von 1% für einen Unfall in den nächsten 50 Jahren würde sich ergeben, wenn die Kernschmelzhäufigkeit über diesen langen Zeitraum als konstant angesetzt werden könnte, was sehr fragwürdig ist. Es muss auch darauf hingewiesen werden, dass ein Kernschadensereignis nicht zwangsläufig zu gravierenden Freisetzungen und Konsequenzen für die Bevölkerung führen muss (siehe TMI-Störfall).

Die Frage, ob ein unter Berücksichtigung solcher Entwicklungen realistisch berechnetes Risiko eines denkbaren zukünftigen Unfalls letztlich als akzeptabel eingeschätzt werden kann, wäre nur auf der Grundlage von Kriterien sowie von Vergleichen mit den Risiken anderer Energieerzeugungsquellen (siehe Kapitel 3) und mit international akzeptierten Richtwerten zu beantworten.

In diesem Zusammenhang ist festzustellen, dass eine Kernschmelzhäufigkeit von  $10^{-5}$  pro Reaktorjahr signifikant unter dem von der IAEA für die derzeit betriebenen Anlagen empfohlenen Wert und auch um den Faktor 10 unter der Sicherheitsvorgabe der US NRC ( $10^{-4}$  pro Reaktorjahr) liegt. Weiterhin ist es wichtig darauf hinzuweisen, dass die "Quantitativen Gesundheitsziele" (Quantitative Health Objectives) der US NRC verlangen, dass das Risiko eines durch KKW verursachten Todes- bzw. Krebsfalles weniger als 0,1% der entsprechenden Risiken aller anderen Ursachen, denen US-Bürger ausgesetzt sind, ausmachen darf. Das Ziel einer Kernschmelzhäufigkeit von  $10^{-4}$  pro Reaktorjahr geht mit diesen Gesundheitszielen konform. Damit wird bestätigt, dass eine Kernschmelzhäufigkeit von  $10^{-5}$  pro Reaktorjahr eine hohe nukleare Sicherheit widerspiegelt.

### 2.5.3 Einschätzung der Risiken von Strahlenexpositionen

Die Bewertung des Gesundheitsrisikos von Expositionen ionisierender Strahlung ist ein weiteres wichtiges Element in der Risikoeinschätzung für die Kernenergie. In der Zeit zwischen 1972 und 1988 wurde einhellig mit dem Risikokoeffizienten 1.25 % pro Sv gerechnet. Dieser Wert war auch in der ICRP Empfehlung 26 (1977) verankert [27]. Ein solcher Koeffizient besagt, dass durch eine zusätzliche Dosis  $\Delta D$  ein zusätzliches Krebsrisiko  $\Delta R$  entsteht, unabhängig von der radiologischen Vorbelastung der Person:

$$\Delta R / \% = 1.25 \times \Delta D / \text{Sv}.$$

Dieser lineare Ansatz stellt eine praktische Vereinfachung dar. Das Risiko galt für  $\Delta D \geq 200$  mSv als reell und für kleinere Dosisbeiträge als hypothetisch.

Die im Jahr 1985 publizierte Nachbewertung der epidemiologischen Daten der Folgen der Atombombenabwürfe von "Hiroshima" und "Nagasaki" zeigte einen unerwartet steileren Anstieg für strahleninduzierte Krebsfälle. Deshalb und aufgrund eines anderen Extrapolationsmodells wurde in der Empfehlung 60 (1990) der ICRP [28] der Risikokoeffizient auf 5% pro Sv festgesetzt; die Gültigkeit dieser Beziehung reichte hinunter bis ca.  $\Delta D = 100$  mSv und wurde nachträglich bestätigt [29].

Heutzutage beobachtet man eine Verlangsamung des Zuwachses an strahleninduzierten Krebsfällen bei den Überlebenden der Bombenabwürfe von Hiroshima und Nagasaki [30]. Das Modell der ICRP 60 erscheint als zu pessimistisch. Zudem zeigen Dosis-Nachbestimmungen mittels Aktivierungsanalysen, dass der Neutronenanteil in Hiroshima wesentlich größer war als bisher angenommen, so dass ein größerer Teil der strahleninduzierten Krebsfälle durch die Neutronendosis zu erklären wäre [31]. Dies bedeutet, dass weniger Krebsfälle in Hiroshima der  $\gamma$ -Strahlung zuzuschreiben sind, so dass der Risikokoeffizient für  $\gamma$ -Strahlung spürbar kleiner als 5% pro Sv sein könnte.

Im Weiteren zeigt sich immer deutlicher, dass das zusätzliche Risiko  $\Delta R$  auch stärker von der Dosisrate abhängt. Die gleiche Dosis, bei hoher Dosisrate aufgenommen (wie in Hiroshima und Nagasaki), führt zu einem spürbar höheren Risiko. Das genauer erfasste Risiko müsste eine Funktion folgender Variablen sein:

$$\Delta R = f [ \Delta D, (\Delta D)^2, \Delta D/\Delta t ].$$

Der Einfluss von  $(\Delta D)^2$  und  $\Delta D/\Delta t$  wurde vereinfachend über den "Dose and Dose Rate Effectiveness Factor" (DDREF) berücksichtigt. Eine Strahlenexposition, die relativ klein ist oder bei kleiner Dosisrate erfolgte, ist um den Faktor DDREF weniger effizient in der Erzeugung von Spätschäden. In ihrer Publikation 60 [28] führt die ICRP den Faktor DDREF ein und gibt ihm den - als konservativ geltenden - Wert 2. Die United Nations Scientific Committee on Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) kam 1993 zu dem Schluss, ein DDREF = 3 sei vorsichtig, 4 sei mit den Daten vereinbar [32].

Die Entwicklung geht also eindeutig in Richtung einer Verminderung des "5 % pro Sv-Koeffizienten". Aus den dargelegten Gründen ist kurz- bis mittelfristig eine Reduktion des nominellen Strahlenrisikokoeffizienten zu erwarten, d. h. die damalige Erhöhung um den Faktor 4 könnte zumindest teilweise bald rückgängig gemacht werden.

#### 2.5.4 Berufliches Risiko in deutschen Kernkraftwerken

Zur Regelung des Strahlenschutzes beruflich strahlenexponierter Personen wurden die EURATOM-Grundnormen in das deutsche Recht übernommen. Als Grenzwert für die Ganzkörperdosis von strahlenexponierten Personen ist in der heutigen Strahlenschutzverordnung [5] eine effektive Dosis von 50 mSv pro Jahr festgeschrieben. Aufgrund einer Neubewertung [28] wird dieser Wert zukünftig auf 20 mSv pro Jahr herabgesetzt (siehe Kapitel 2.5.3).

Durch stetige Verbesserungsmaßnahmen im Strahlenschutz- und Instandhaltungsbereich und bei der Betriebsführung sind die Personendosen der Beschäftigten in den deutschen Kernkraftwerken in den vergangenen Jahren kontinuierlich rückläufig gewesen, so dass die Einhaltung auch des neuen Grenzwertes für die Betreiber kein Problem darstellen sollte. Dieser Trend hin zu kleineren Personendosen widerspiegelt sich auch in den Kollektivdosen. Abbildung 4 zeigt den Verlauf der mittleren Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage.

Bei Druckwasserreaktoren ist dieser Rückgang vor allem der Verwendung von kobaltarmen Stahllegierungen, bei Siedewasserreaktoren dem Umbau der internen Zwangsumwälzpumpen und dem Austausch von Rohrleitungen zu verdanken, so dass der Prüfaufwand für Schweißnähte verringert wurde. Andererseits war dieser umfangreiche Austausch der Grund für die Dosispitzen am Anfang der 80er Jahre.

In allen Kernkraftwerken wurden auch vermehrt lokale Abschirmungen (Bleimatten) benutzt und eine konsequentere Anwendung des ALARA-Prinzips (As Low As Reasonably Achievable) realisiert.

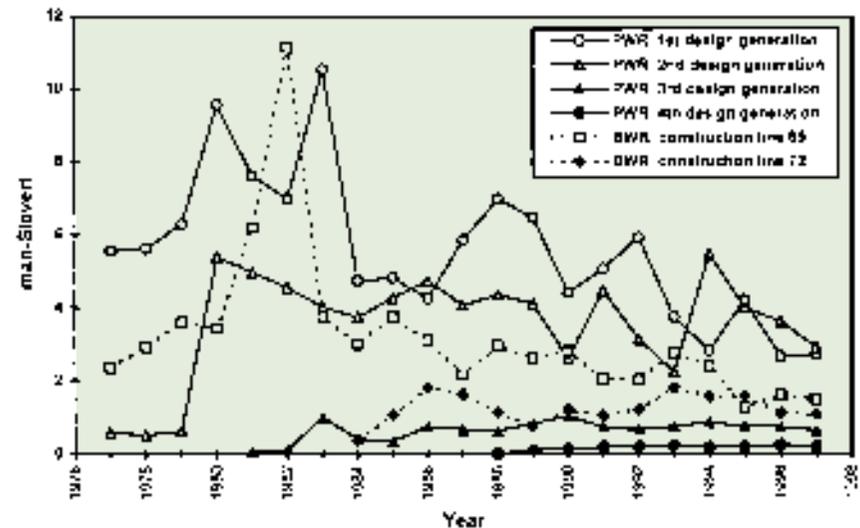


Abbildung 4: Mittlere Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage [7]

### 3 Generelle Einordnung der Kernenergie und der mit ihr verbundenen Risiken

Die Bewertung der Kernenergie muss neben den Risiken auch ihren Nutzen einbeziehen. Dabei darf sie nach heute üblichen internationalen Standards nicht isoliert, sondern muss im Vergleich zu realistischen Alternativen betrachtet werden. Zudem ist das Risiko "nur" ein Bewertungsmaßstab. Will man den Einklang mit dem Gebot der Nachhaltigkeit (Sustainability) prüfen, kommen andere Größen hinzu, von denen die Emission an Treibhausgasen eine der wichtigsten ist. Die ILK führt Aspekte und erste Teilergebnisse einer solchen Betrachtungsweise auf; sie wird diese im Zuge ihrer weiteren Beratungen ausweiten und erklären.

Zur Nutzung der Kernspaltungsenergie waren Ende 1999 weltweit 433 Reaktorblöcke mit einer installierten Leistung von 349,1 GWe in Betrieb. Im Laufe des Jahres wurden vier Blöcke (Gesamtleistung 2,7 GWe) in Betrieb genommen und zwei abgestellt. Mit dem Bau von sieben neuen Kernkraftwerken wurde in China (1), Japan, Südkorea und Taiwan (je 2) begonnen, so dass sich derzeit weltweit 37 Kernkraftwerke im Bau befinden [11]. Die Kernenergie hat einen Anteil von 17 % an der weltweiten Stromerzeugung, deckt aber nur etwas mehr als 6 % der Primärenergienachfrage. In Deutschland haben 19 Blöcke einen Anteil von etwa 33 % an der heimischen Stromproduktion [33].

Der Anteil der fossilen Energieträger am weltweiten Primärenergieumsatz liegt bei über 80 %. Das wird auch im Jahr 2020 der Fall sein<sup>3</sup>, was bei einem durchschnittlichen jährlichen Wachstum der Primärenergienachfrage von 2,2 bis 2,5 % die energiebedingten CO<sub>2</sub>-Emissionen von heute 21,3 Mrd. t auf 39,5 Mrd. t, also um etwa 80 %, ansteigen ließe [34]. In Deutschland müsste ein Rückgang der Kernenergienutzung (schon allein durch den regulären Ablauf der Lebensdauern) über einen Verbrauchsanstieg von Erdgas ausgeglichen werden; der Anteil der erneuerbaren Energieträger wird von 2,2 % (1995) auf 4 % - 5 % (2020) ansteigen, aber dennoch recht bescheiden bleiben. Das deutsche CO<sub>2</sub>-Minderungsziel (- 25 % gegenüber 1990) ließe sich so nicht erreichen; durch einen vorzeitigen Ausstieg aus der Kernenergienutzung würde die Situation noch verschärft [35].

Auch international besteht zwischen der durch internationale Vereinbarungen zustande gekommenen Vorgabe, die Emission der Treibhausgase erheblich zu senken<sup>4</sup>, und der tatsächlichen bzw. ernsthaft zu befürchtenden starken Zunahme

<sup>3</sup> siehe Umweltgutachten 2000 [35]; es fußt seine Aussagen u.a. auf Prognosen des Europäischen Energieinstituts, 99; US DOE-EIA, 98; IEA, 98, WEC-IIASA, 98

<sup>4</sup> "Kyoto" verlangt bis 2008-2012 eine Reduktion der weltweiten CO<sub>2</sub>-Emissionen um 8 % gegenüber dem Stand 1990

ihres Ausstoßes ein eklatanter Widerspruch: Aufgrund heutiger Erkenntnisse wäre eine Dekarbonisierung der Energiesysteme geboten, hingegen ist eine Karbonisierung durch stärkere Erdgasnutzung in den westlichen Ländern und Kohlenutzung (Verdoppelung in Indien und China von 1990 bis 2010 [34]) "vorprogrammiert".

Eine stärkere Nutzung der Kernenergie kann diese Entwicklung nicht völlig verhindern, aber dämpfen. Gemäß einer neuen Studie der EU könnte die EU, selbst wenn in den nächsten 25 Jahren 100 GWe zusätzlich an nuklearer Energie installiert würden, ihre Emissionen zwar um 4% unter den Wert von 1990 senken, aber ihr CO<sub>2</sub>-Minderungsziel nicht einhalten [36]. Bemerkenswert ist auch die geänderte Haltung der USA gegenüber der zukünftigen Rolle der Kernenergie: zusammen mit den acht weiteren Staaten Argentinien, Brasilien, Kanada, Frankreich, Japan, Südkorea, Südafrika, Großbritannien, d. h. mehrheitlich den G7-Staaten ohne Italien und Deutschland, haben sie eine gemeinsame Erklärung verfasst und neue Aktivitäten initiiert, mit der Zielsetzung, eine innovative Nukleartechnik zu entwickeln [37]. Dabei sind Sicherheit, Entsorgung, Versorgungssicherheit, Wettbewerbsfähigkeit und Proliferationsverhinderung besonders zu berücksichtigen.

Diese Gesichtspunkte gehen auch in einem Satz von Indikatoren auf, mit deren Hilfe das in jüngster Zeit von vielen Ländern angenommene Ziel einer global nachhaltigen Entwicklung operationalisiert werden soll (z.B. [38]). Allgemeiner Konsens besteht heute schon darin, dass

- Nachhaltigkeit ökonomische, ökologische und soziale Aspekte als gleichwertig einbeziehen muss, sowie
- Energieversorgungssysteme anhand vieler Kriterien, jeweils auf der Basis der Gesamtkette ("from cradle to grave") analysiert
- und im Vergleich mit Alternativen bewertet werden müssen.

Nach heutigem Stand des Wissens lassen sich die verschiedenen Energieträger bzw. -ketten hinsichtlich ihrer Vor- und Nachteile größenordnungsmäßig einschätzen. Vorteile der Kernenergie liegen in der weitgehend emissionsarmen Stromerzeugung (siehe Anhang A), der sicheren Ressourcenverfügbarkeit und - mit Vorbehalten - in der Wettbewerbsfähigkeit. Hoch- und mittelaktive Abfälle fallen nur bei der Kernenergie in nennenswerten Mengen an. Insgesamt sind diese Mengen jedoch gering. Die großen Schadensfolgen "schwerster denkbarer Reaktorunfälle" werden ohne Rücksicht auf deren extrem niedrige Eintrittswahrscheinlichkeit problematisiert, was zu einem negativen Bild in der Öffentlichkeit beigetragen hat. Letztlich könnte die wirtschaftliche Konkurrenzfähigkeit von Kernkraftwerken heutiger Generation signifikant durch eine rationalere Handhabung ihrer Ressourcen erhöht werden.

Der Kenntnisstand bezüglich Risiken ist inzwischen so weit fortgeschritten, dass zumindest auf der Basis von unfallbedingten Gesundheitsschäden (Todesfälle als Schadensindikator) eine vergleichende Einordnungen der Risiken verschiedener Energieversorgungsoptionen vorgenommen werden kann [39].

Eine Möglichkeit, dies zu tun, ist eine Auswertung der Statistik schwerer Unfälle für verschiedene Energieketten hinsichtlich zu beklagender Sofortopfer und deren Bezug auf die jeweils erzeugte Gesamtstrommenge (Tabelle 4). Als das einzige Nuklearereignis mit unfallbedingten akuten Todesfällen wurde "Tschernobyl" in die weltweite Auswertung einbezogen. Um generell erhebliche Unterschiede bei der Qualität der Anlagentechnik und des Sicherheitsniveaus ansatzweise zu berücksichtigen, wurden OECD und Nicht-OECD-Länder getrennt ausgewiesen. Die so ermittelten Risikowerte weisen die Kernenergie als den anderen Energieketten überlegen aus.

Die Statistik gibt auch Antwort auf die Frage nach den größten involvierten Schäden. Danach waren bei Ölbränden und Staudammbrüchen in insgesamt vier Einzelereignissen (in Nicht-OECD Ländern) jeweils über 1000 Soforttote zu beklagen. Um Vergleichszahlen westlicher Nukleartechnik bereitzustellen, muss auf Ergebnisse probabilistischer Analysen (PSA Level 3) zurückgegriffen werden (siehe Abbildung 3, Kapitel 2.5.2). Danach<sup>5</sup> müsste - je nach Schwere der Unfallsequenz, Wetterlage und Bevölkerungsdichte im Nahbereich (<20 km) - mit wenigen bis hin zu etlichen Tausend frühen Strahlenopfern gerechnet werden, allerdings bei

Energiekette	Anzahl schwerer Unfälle*	Anzahl Soforttoter [pro GW <sub>e</sub> a ]		
		Weltweit	OECD	Nicht-OECD
Kohle	187	3.4 x 10 <sup>-1</sup>	1.4 x 10 <sup>-1</sup>	5.1 x 10 <sup>-1</sup>
Öl	334	4.2 x 10 <sup>-1</sup>	3.9 x 10 <sup>-1</sup>	4.6 x 10 <sup>-1</sup>
Erdgas	86	8.5 x 10 <sup>-2</sup>	6.6 x 10 <sup>-2</sup>	1.1 x 10 <sup>-1</sup>
Kernkraft	1	8.4 x 10 <sup>-3</sup>	0	5.3 x 10 <sup>-2</sup>
Wasserkraft	9	8.8 x 10 <sup>-1</sup>	4.0 x 10 <sup>-3</sup>	2.2

\* Einzelereignisse mit 5 oder mehr Todesopfern, weltweit aufgetreten in den Jahren 1969 - 1996

Tabelle 4: Erfahrungsbasierte Häufigkeit schwerer Unfälle und zu beklagender akuter Todesfälle, normiert auf die erzeugte Strommenge als Nutzenindikator, jeweils für vollständige Energieketten [39]

extrem kleiner Eintrittshäufigkeit (<<10<sup>-7</sup> pro Reaktorjahr<sup>6</sup>). Die Frage, ob für konventionelle Energietechniken im Bereich vergleichbar kleiner Eintrittshäufigkeiten auch höhere Schadenszahlen zu erwarten wären, ist heute noch unbeantwortet.

Um der Besonderheit nuklearer Risiken Rechnung zu tragen, müssen neben akuten Strahlenschäden auch Todesfälle infolge späten Strahlenkrebses modellmäßig mit erfasst werden. Nach vorliegenden Analysen müsste schlimmstenfalls mit bis zu etlichen 10.000 Spätschadensfällen gerechnet werden, wiederum auf extrem niedrigem Häufigkeitsniveau. Bei Multiplikation dieser beiden Größen resultiert daraus ein zugehöriges Unfallrisiko im Bereich von 10<sup>-3</sup> bis 10<sup>-1</sup> späte Todesfälle pro Reaktorjahr.

Zum Vergleich: Nach dem Krebsatlas der Bundesrepublik Deutschland sind in diesem Land jährlich 210.000 Krebstote zu beklagen.

In eine Bewertung der Unfallrisiken müssen insbesondere bei der Kernenergie lang andauernde, erhebliche Landverluste infolge Kontamination mit einbezogen werden, deren Ausmaß bzw. Dauer sowohl von den Zerfallszeiten der Schlüsselnuclide (Halbwertszeit J-131: 8 d, Cs-137: 30,2 a) als auch von der Finanzierbarkeit von Dekontaminationsmaßnahmen bestimmt wird. Sozialen Schäden, wie sie sich infolge des Tschernobyl- aber auch des Bophal-Unfalls manifestiert haben, kommt heute bei einer Bewertung von Großschadensereignissen eine größere Bedeutung zu.

Für die Ausstiegsgespräche in Deutschland ist von Bedeutung, dass diese Problematiken nicht gelöst werden können durch Aufgabe von Kernkraftwerken im eigenen Land und Weiterbetrieb von Kernkraftwerken im nahen Ausland. Importe CO<sub>2</sub>-emissionsbehafteten Stroms sind ein Schritt in die falsche Richtung, da sie zu den befürchteten Klimaveränderungen beitragen, die angesichts ihrer globalen und zeitlich unbegrenzten Reichweite nach heutigem Kenntnisstand zunehmend Besorgnis erregen. Zum globalen Denkanlass gehört auch, dass deutsche Sicherheitskultur und -technik sich vor allem in Ländern, die Kernkraftwerke bauen und betreiben wollen und im Ruf geringer Sicherheitsstandards stehen, positiv ausgewirkt hat. Dieser positive Einfluss ginge bei Aufgabe der Technik im eigenen Land verloren.

<sup>5</sup> Als Ausgangsbasis dient die Deutsche Risikostudie Phase A (1979); es werden aber auch neuere Studien bzw. Trends berücksichtigt, wie sie sich zwischenzeitlich ergeben haben und in Kapitel 2.5.2 dargelegt wurden. Da eine neuere deutsche Studie (PSA Level 3) nicht vorliegt, werden hier nur Schätzwertbereiche angegeben.

<sup>6</sup> 1 Reaktorjahr entspricht für Reaktoren der 1300 MW<sub>e</sub>-Klasse der elektrischen Energie von 1 GW<sub>e</sub>a.

## 4 Entsorgung

Ein weiteres Hauptargument für den Ausstieg aus der Kernenergie ist das in den Augen der Bundesregierung gescheiterte Entsorgungskonzept für radioaktive Abfälle. Die ILK nimmt zu dieser zentralen Behauptung der Bundesregierung gesondert Stellung [40], [41].

Die Entsorgung radioaktiver Abfälle wird in Deutschland neben den im Atomgesetz [4] und der Strahlenschutzverordnung [5] festgelegten gesetzlichen Vorgaben durch das zwischen dem Bund und den Ländern abgestimmte Entsorgungskonzept für die radioaktiven Abfälle [42] geregelt. In der Koalitionsvereinbarung zwischen SPD und Bündnis 90/Die Grünen [2] wird dieses Entsorgungskonzept für die radioaktiven Abfälle [42] als inhaltlich gescheitert erklärt. Darüber hinaus äußert der Umweltrat in seinem Gutachten 2000 Bedenken, dass eine Endlagerung von radioaktiven Abfällen sicherheitstechnisch realisierbar ist [35].

Beim Betrieb der Kernkraftwerke – aber auch bei der Nutzung radioaktiver Stoffe in Industrie, Forschung und Medizin – fallen radioaktive Reststoffe an, die nach den Festlegungen des § 9a Atomgesetz [4] entweder einer schadlosen Verwertung zuzuführen oder als radioaktiver Abfall geordnet zu beseitigen sind. Für die Behandlung und endlagergerechte Verpackung der beim Betrieb der Kernkraftwerke anfallenden radioaktiven Abfälle stehen erprobte Verfahren und Behälter zur Verfügung.

Als ein Entsorgungsschritt innerhalb des bisherigen Entsorgungskonzeptes erfolgte die Entsorgung der abgebrannten Brennelemente bis zu einer entsprechenden Änderung des Atomgesetzes im Jahre 1994 ausschließlich durch Wiederaufarbeitung, hauptsächlich in Großbritannien (BNFL) und Frankreich (COGEMA). Als Alternative zur Wiederaufarbeitung steht seit der Novellierung des § 9a AtG im Jahre 1994 die sogenannte Direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente als zusätzlicher Entsorgungsweg offen. Bis ein entsprechendes Endlager zur Verfügung steht, werden derzeit die abgebrannten Brennelemente in erprobten Behältern – z. B. aus der CASTOR-Baureihe – in den Zwischenlagern in Ahaus und Gorleben (jeweils 420 Stellplätze) gelagert. Das Zwischenlager Gorleben nimmt auch die vertragsgemäß aus dem Ausland zurückzunehmenden Wiederaufarbeitungsabfälle auf. Zur Direkten Endlagerung werden die Brennelemente in der Pilotkonditionierungsanlage (PKA) in Gorleben endlagergerecht konditioniert und verpackt. Die PKA ist technisch vollkommen fertiggestellt, jedoch fehlt die letzte Teilgenehmigung durch das Bundesland Niedersachsen zur Inbetriebnahme der Anlage.

Für die Entsorgung von langlebigen mittelradioaktiven und hochradioaktiven Abfällen, einschließlich abgebrannter Brennelemente, wird in Deutschland [43] sowie weltweit die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen angestrebt. Abgesehen von einem Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle mit einem hohen Anteil an langlebigen Alpha-Strahlern aus der Kernwaffenproduktion in den USA ist weltweit derzeit allerdings noch kein entsprechendes geologisches Endlager in Betrieb. Die Endlagerprojekte sind in den einzelnen Ländern unterschiedlich weit fortgeschritten. Während in einigen Ländern, wie in Deutschland und den USA, bereits Erkundungsarbeiten an einem ausgewählten Standort durchgeführt werden, ist in anderen Ländern, beispielsweise in Schweden und in Frankreich, die Standortsuche noch nicht abgeschlossen. In den einzelnen Ländern werden unterschiedliche Gesteinsformationen, z. B. Salz, Granit, Ton, Tuff, auf ihre Eignung als Endlager untersucht. Dabei wird Steinsalz als Wirtsgestein für wärmeentwickelnde Abfälle aufgrund seiner physikalischen Eigenschaften oft bevorzugt. Die Eignung des Salzstocks Gorleben als Endlager für radioaktive Abfälle, insbesondere für Abfälle mit Wärmeentwicklung, kann jedoch erst nach Abschluss der derzeit laufenden untertägigen Erkundung abschließend beurteilt werden.

Aufgrund der abweichenden sicherheitstechnischen Anforderungen und des unterschiedlichen Abfallaufkommens, das im Hinblick auf das anfallende Volumen bei hochradioaktivem Abfall wesentlich geringer als bei schwach- bzw. mittelradioaktivem Abfall ist, wurde in Deutschland neben dem geplanten Endlager Gorleben die Schachanlage Konrad in einem umfassenden Planfeststellungsverfahren hinsichtlich ihrer Eignung als Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung untersucht. Die Eignung der Schachanlage Konrad als Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung wurde bereits im Rahmen der Untersuchungen zum Planfeststellungsverfahren unter Berücksichtigung umfangreicher Einwendungen bestätigt.

Wie die o.g. Ausführungen zeigen, beruht die Entsorgung der radioaktiven Abfälle in Deutschland auf folgenden Schritten:

- Konditionierung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung mit erprobten und weltweit angewendeten Konditionierungsverfahren,
- Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen in Frankreich und Großbritannien und Wiederverwendung des abgetrennten Pu-fiss in MOX-Brennelementen,
- alternativ zur Wiederaufarbeitung: Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente in den Zwischenlagern Gorleben und Ahaus mit dem Ziel der

Direkten Endlagerung nach erfolgter endlagergerechter Konditionierung (Pilotkonditionierungsanlage Gorleben),

- Endlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in der Schachanlage Konrad,
- Fortsetzung der untertägigen Erkundung des Salzstocks Gorleben hinsichtlich seiner Eignung als Endlager für radioaktive Abfälle, insbesondere für Abfälle mit Wärmeentwicklung.

Als Ergebnis ist festzustellen, dass Einrichtungen zum sicheren Transport, zur Konditionierung und zur Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle bereits existieren bzw. bezüglich ihrer Endlagerung aus heutiger Sicht technisch realisierbar erscheinen. Die ILK sieht kein fachliches Argument, aus dem abzuleiten wäre, dass das deutsche Entsorgungskonzept "gescheitert" ist.

## Literatur

- [1] Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000
- [2] Koalitionsvereinbarung zwischen der Sozialdemokratischen Partei Deutschlands und Bündnis 90/Die GRÜNEN, Aufbruch und Erneuerung - Deutschlands Weg ins 21. Jahrhundert Bonn, 20. Oktober 1998
- [3] W. Renneberg  
Aktuelle Fragen des Atomrechts  
- 4. Atomrechtliches Kolloquium -  
(abgedruckt in Umwelt Nr. 11/1999, S. 545-549)  
Bonn, 23. September 1999
- [4] Atomgesetz (AtG)  
Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) vom 23.12.1959 (BGBl. I S. 814) i. d. F. d. Bek. vom 15.07.1985 (BGBl. I S. 1565),  
zuletzt geändert am 03.05.2000  
(BGBl. I, Nr. 20 vom 10.05.2000 S. 636)
- [5] Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlung (StrISchV) vom 13.10.1976, zuletzt geändert durch die vierte Verordnung zur Änderung der Strahlenschutzverordnung vom 18.8.1997  
(BGBl. I, Nr. 59 S. 2113 vom 25.8.1997)
- [6] International Nuclear Safety Advisory Group  
Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants  
INSAG-12 (INSAG-3 Rev. 1)  
Vienna, 1999
- [7] Übereinkommen über nukleare Sicherheit  
Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die erste Überprüfungstagung im April 1999  
Bonn, August 1998

- [8] International Nuclear Safety Advisory Group  
Safe Management of the Operating Lifetimes of Nuclear Power Plants  
INSAG-14  
November 1999
- [9] V.N. Shah and P.E. MacDonald  
Aging and Life Extension of Major Light Water Reactor Components,  
Amsterdam, 1993.
- [10] D.A. Powers, Chairman, Advisory Committee on Reactor Safeguards  
(to R.A. Meserve, Chairman, US Nuclear Regulatory Commission)  
Report on the Safety Aspects of the License Renewal Application for  
Calvert Cliffs Nuclear Power Plant, Units 1 and 2.  
December 10, 1999
- [11] International Atomic Energy Agency (IAEA)  
Annual Report for 1999, 2000
- [12] K. Kotthoff  
Erkenntnisse aus 20 Jahren Auswertung gemeldeter Ereignisse  
21. GRS-Fachgespräch  
November 1997
- [13] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC)  
PRA Procedures Guide,  
A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments  
for Nuclear Power Plants  
NUREG/CR-2300, 1-2, 1983
- [14] Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)  
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke  
Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken  
verursachten Risiko, 1979
- [15] Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)  
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase B, 1989
- [16] Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)  
Untersuchungen zu Handlungen des Betriebspersonals bei  
Notfallmaßnahmen, GRS-A-2617  
Oktober 1998

- [17] Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)  
Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren  
GRS-102/1, GRS-102/2, Juni 1993
- [18] Periodische Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke  
- Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse -  
Dezember 1996
- [19] Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)  
Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission, 1988 and 1995
- [20] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC)  
WASH-1400, Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in  
US Commercial Nuclear Power Plants  
October 1975
- [21] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC)  
Severe Accident Risks, an Assessment for five U.S. Nuclear Power  
Plants. NUREG-1150, 1-2, 1990. 3, 1991
- [22] Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)  
Wirksamkeit eines Systems katalytischer Rekombinatoren in  
Sicherheitsbehältern von DWR-Anlagen deutscher Bauart  
GRS-A-2628, Oktober 1998
- [23] Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)  
Ergebnisprotokoll der 314. Sitzung am 17.12.1997,  
gebilligt am 21.01.1998
- [24] E. Hicken, G. Keßler  
Sicherheit der Kernkraftwerke Baden-Württembergs  
Gutachten im Auftrag des Ministeriums für Umwelt und Verkehr des  
Landes Baden-Württemberg  
Entwurf 17. März 2000
- [25] P.W. Baranowsky, S.E. Mays, and H.G. Hamzehee  
Risk-Based Performance Indicators and Industry-Wide Performance  
Measures Development Program  
Presentation to the Advisory Committee on Reactor Safeguards,  
Washington, DC, April 5, 2000.

- [26] US Nuclear Regulatory Commission (NRC)  
Special Committee Review of the Nuclear Regulatory Commission's  
Severe Accident Risk Report (NUREG-1150), NUREG-1420,  
Washington, DC, 1990.
- [27] International Commission on Radiological Protection (ICRP)  
ICRP Publikation 26, 1977
- [28] International Commission on Radiological Protection (ICRP)  
Publication 60, 1990
- [29] D.A. Pierce, A. Shimizu, D.L. Preston, M. Vaeth, K. Mabuchi  
Studies of the Mortality of Atomic Bomb Survivors.  
Report 12, Part I, Cancer 1950-1990, Radiation Research 146, 1-27, 1996
- [30] D.A. Pierce, M.L. Mendelsohn  
Radiation Research 152, 642-654, 1999
- [31] A.M. Kellerer, E. Nekolla  
Neutron vs  $\gamma$ -ray risk estimates  
Radiat. Environ. Biophys. 36, 73-83, 1997
- [32] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation  
(UNSCEAR)  
Sources and Effects of Ionizing Radiation Report, S. 619-728, 1993
- [33] Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)  
Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik  
Deutschland  
Fachbereich Kerntechnische Sicherheit, Interner Bericht  
Salzgitter, Juni 1999
- [34] International Energy Agency (IEA)  
World Energy Outlook, 1998
- [35] Der Rat von Sachverständigen für Umweltfragen (SRU)  
Umweltgutachten 2000: Schritte ins nächste Jahrtausend  
Wiesbaden, Februar 2000  
Verlag Metzler-Poeschel (Reutlingen)

- [36] European Commission (EC), DG XVII  
Dilemma Study, Study of the Contribution of Nuclear Power to the  
Reduction of Carbon Dioxin Emissions from Electricity Generation,  
July 1999
- [37] US Department of Energy (DOE)  
International Workshop on Generation IV Nuclear Power Systems  
Joint Statement, Washington D.C.  
January 27-28, 2000
- [38] W. Kröger, S. Hirschberg  
Auf dem Weg zur Nachhaltigkeit; Die wesentlichen Ergebnisse für  
Kernenergie  
SVA-Vertiefungskurs: Neue Entwicklungen im Brennstoffkreislauf  
Winterthur, 20. bis 22. Oktober 1999
- [39] S. Hirschberg, G. Spiekerman, R. Dones  
Severe Accidents in the Energy Sector  
PSI Report No. 98-16  
Würenlingen and Villigen, November 1998
- [40] Internationale Länderkommission Kerntechnik (ILK)  
Stellungnahme zur Beförderung von abgebrannten Brennelementen  
und verglasten hochradioaktiven Abfällen  
Juli 2000
- [41] Internationale Länderkommission Kerntechnik (ILK)  
Stellungnahme zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen  
Juli 2000
- [42] Bundesministerium des Innern (BMI)  
Bekanntmachung der Grundsätze zur Entsorgungsvorsorge für  
Kernkraftwerke  
BAnz Nr. 58, 22. März 1980
- [43] Bundesministerium des Innern (BMI)  
Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in  
einem Bergwerk  
GMBI Nr. 13, 11. Mai 1983

**Anhang A:**  
Ausgewählte Indikatoren (Beispiele) für derzeitige Systeme [38]

	Brennstoffreserven <sup>a)</sup>	Materialverbrauch <sup>b)</sup> (Beispiel: Bauxit)	Treibhausgase <sup>b)</sup>	Schwefeloxide <sup>b)</sup>	Anorganische Abfälle in Sondermülldeponien <sup>b)</sup>	Hoch- und mittelaktive radioaktive Abfälle <sup>b,c)</sup>	Produktionskosten <sup>d)</sup>	Externe (Umwelt-) Kosten <sup>e)</sup>
	Jahre	kg/GWh <sub>e</sub>	t(CO <sub>2,eq</sub> )/GWh <sub>e</sub>	kg(SO <sub>x</sub> )/GWh <sub>e</sub>	kg/GWh <sub>e</sub>	cm <sup>3</sup> /GWh <sub>e</sub>	Rp./kWh <sub>e</sub>	Rp./kWh <sub>e</sub>
<b>Steinkohle</b>	160 - 2 300	50 - 94	954 - 1177	947 - 24516	5800 - 54000	67 - 100	5.7 - 7.4	3.1 - 15.8
<b>Erdgas</b>	70 - 170	55	528	259	1500	20	4.7 - 5.8	0.8 - 5.5
<b>Kernkraft</b>	120 - 400	50 - 70	8 - 29	56 - 152	650 - 1200	4500 - 5500	5.1 - 7.5	0.2 - 1.3
<b>Wasserkraft</b>	∞	9	4	8 - 10	30	3	3 - 14 (Laufkraft) 4 - 21 (Speicherkraft)	klein (Laufkraft) 0 - 1.2 (Speicherkraft)
<b>Photovoltaik (PV)</b>	∞	2500 - 4000	106 - 257	698 - 3636	4900 - 10000	310 - 580	70 - 140	0.1 - 1.5

- a) Die Angaben basieren auf gesicherten und absehbaren Ressourcen bei derzeitigem Verbrauch. Für Wasserkraft und PV wird nur der direkte Verbrauch berücksichtigt.
- b) Alle Daten basieren auf der LCA-Methode. Daten für Kohle und Kernkraft gelten für Länder der Union für den Transport elektrischer Energie (UCPTE). Daten für Erdgas gelten für einen bestimmten Anlagentyp (für die deutsche Energiekette gültig). Die Daten für Wasserkraft und PV basieren auf schweizerischen Verhältnissen.
- c) Bei Lagerung von radioaktiven Abfällen in geologischen Lagern.
- d) Kostenbereich der derzeit betriebenen schweizerischen Anlagen (Wasserkraft, Kernkraft, PV). Bei den fossilen Ketten werden die zu erwartenden Kosten für den Bau von Anlagen in der Schweiz unterstellt (die Werte sind abhängig von der eingesetzten Technologie und den Brennstoffkosten).
- e) Angaben für externe Kosten gültig für Westeuropa. Der Bereich spiegelt die Unterschiede in den Technologien, die Abhängigkeiten vom Ort (Bevölkerungsdichte, Meteorologie) und die Unsicherheiten in den Annahmen (insbesondere für die globale Erwärmung) wider.

1. **Prof. Dr. George Apostolakis, USA**  
Professor für Kerntechnik am Massachusetts Institute of Technology (MIT) in Cambridge, USA
2. **Prof. Dr.-Ing. Dr.-Ing. E.h. Dr. techn. h.c. Josef Eibl, Deutschland**  
(Vorsitzender der ILK)  
Ehemaliger Leiter des Instituts für Massivbau und Baustofftechnologie der Universität Karlsruhe
3. **Prof. Dr.-Ing. habil. Hans Dieter Fischer, Deutschland**  
Inhaber des Lehrstuhls für Nachrichtentechnik der Ruhr-Universität Bochum
4. **Ing. Bo Gustafsson, Schweden**  
Geschäftsführer von SKB International AB (Internationale Tochtergesellschaft der Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company)
5. **Prof. Dr.-Ing. Wolfgang Kröger, Schweiz**  
Direktionsmitglied und Leiter Forschungsbereich Nukleare Energie und Sicherheit, Paul Scherrer Institut (PSI) in Villigen  
Inhaber des Lehrstuhls für Sicherheitstechnik an der ETH Zürich
6. **Dr.-Ing. Erwin Lindauer, Deutschland**  
Geschäftsführer der KSG Kraftwerks-Simulator-Gesellschaft mbH  
Geschäftsführer der GfS Gesellschaft für Simulatorschulung mbH
7. **Dr. Serge Prêtre, Schweiz**  
Direktor (a.D.) der schweizerischen atomrechtlichen Aufsichtsbehörde HSK (Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen)
8. **Ing. Louis Reynes, Frankreich**  
Vizepräsident (a.D.) der Université de Technologie de Troyes
9. **Prof. Dr.-Ing. habil. Eberhard Roos, Deutschland** (stellv. Vorsitzender der ILK)  
Inhaber des Lehrstuhls für Materialprüfung, Werkstoffkunde und Festigkeitslehre der Universität Stuttgart  
Direktor der Staatlichen Materialprüfungsanstalt, Universität Stuttgart
10. **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)

Zielsetzung der von Baden-Württemberg, Hessen und vom Freistaat Bayern eingerichteten Internationalen Länderkommission Kerntechnik - ILK -

## Leitgedanke

Unabhängige und objektive Beratung der Länder Baden-Württemberg und Hessen sowie des Freistaates Bayern auf höchstem international anerkannten wissenschaftlichen Niveau in Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen, der geordneten Entsorgung radioaktiver Abfälle und der friedlichen Nutzung der Kernenergie vor dem Hintergrund einer nachhaltigen Energieversorgung.

## Ziele

1. Erhalt und Verbesserung des hohen Sicherheitsstandards der (süd-)deutschen Kernkraftwerke und Weiterentwicklung des Entsorgungskonzepts radioaktiver Abfälle, jeweils entsprechend dem international anerkannten Stand von Wissenschaft und Technik.
2. Anwendung eines ganzheitlichen Systemansatzes Mensch - Technik - Organisation.
3. Rechtzeitige Erkennung von Sicherheitsmängeln vor dem Hintergrund des Wettbewerbs im liberalisierten europäischen Strommarkt und Erarbeitung von Gegenmaßnahmen.
4. Einbeziehung der international anerkannten Praxis in die deutsche Sicherheitsphilosophie und Sicherheitskonzeption zur Verbesserung der staatlichen Aufsicht und zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus der Anlagen.
5. Behandlung und Beurteilung von ausgewählten Sicherheitsfragen im Lichte neuer wissenschaftlicher Erkenntnisse und Erarbeiten von Empfehlungen zur Harmonisierung kerntechnischer Standards auf europäischer Ebene.