

UMWELTPOLITIK

Übereinkommen über nukleare Sicherheit

**Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland
für die Dritte Überprüfungstagung im April 2005**

Herausgeber:

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit
Referat RS I 5
Postfach 12 06 29
53 048 Bonn
Deutschland

www.bmu.de
e-mail: service@bmu.de

September 2004

Inhalt

Kapitel

Einführung	1
6 Vorhandene Kernanlagen	3
7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug	10
7 (1) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug	10
7 (2i) Sicherheitsvorschriften und -regelungen	10
7 (2ii) Genehmigungssystem	15
7 (2iii) Behördliche Prüfung und Beurteilung (Aufsicht)	18
7 (2iv) Durchsetzung von Vorschriften und Bestimmungen	19
8 Staatliche Stelle	22
8 (1) Behörden, Gremien und Organisationen	22
8 (2) Aufgabentrennung bei Überwachung und Nutzung der Kernenergie	27
9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers	31
10 Vorrang der Sicherheit	33
11 Finanzmittel und Personal	36
11 (1) Finanzmittel	36
11 (2) Personal und Personalqualifikation	36
12 Menschliche Faktoren	43
13 Qualitätssicherung	46
14 Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit	49
14 (i) Bewertung der Sicherheit	49
14 (ii) Nachprüfung der Sicherheit	53
15 Strahlenschutz	64
16 Notfallvorsorge	74
16 (1) Notfallvorsorge, Notfallpläne	74
16 (2) Information der Bevölkerung und der Nachbarstaaten	82
16 (3) Notfallvorsorge bei Vertragsparteien ohne Kernanlagen	83
17 Standortwahl	85
17 (i) Bewertungskriterien für die Standortwahl	85
17 (ii) Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen	88
17 (iii) Neubewertung zur Gewährleistung der Sicherheitsakzeptanz	88
17 (iv) Konsultationen mit Nachbarländern	90
18 Auslegung und Bau	92
18 (i) Sicherheitskonzept	92
18 (ii) Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken	98
18 (iii) Zuverlässige und betriebsgerechte Auslegung	100

19	Betrieb	104
	19 (i) Technische Grundlagen der Erlaubnis für den Betriebsbeginn	104
	19 (ii) Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs	105
	19 (iii) Einhaltung genehmigter Verfahren für Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung.....	107
	19 (iv) Vorgehensweisen bei Störungen, Störfällen und Notfällen	110
	19 (v) Ingenieurtechnische und technische Unterstützung.....	112
	19 (vi) Meldung von Ereignissen, behördliches Meldeverfahren	113
	19 (vii) Sammlung, Analyse und Austausch von Betriebserfahrungen.....	115
	19 (viii) Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente	120
	Zukünftige Aktivitäten der Atomaufsicht des Bundes	123
Anhang 1	Kernkraftwerke	127
Anhang 2	Forschungsreaktoren.....	133
Anhang 3	Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung heranzuziehende Störfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle, DWR und SWR	141
Anhang 4	Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale, DWR und SWR.....	145
Anhang 5	Referenzliste kerntechnisches Regelwerk	157
	Text der Konvention	175

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 6-1	Kernkraftwerke in Deutschland	4
Abbildung 6-2	Forschungsreaktoren > 50 kW in Deutschland	7
Abbildung 7-1	Beteiligte am atomrechtlichen Genehmigungsverfahren	16
Abbildung 8-1	Länderausschuss für Atomkernenergie	23
Abbildung 15-1	Mittlere Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage	72
Abbildung 15-2	Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 2002 getrennt nach Betriebszuständen	72
Abbildung 16-1	Organisation des Notfallschutzes	75
Abbildung 18-1	Schadensmeldungen über Rohrleitungsschäden des Reaktorkühlkreislaufs und der nuklearen Hilfssysteme	101
Abbildung 18-2	Schadensmeldungen über Rohrleitungsschäden des Wasser- Dampfkreislaufes	101
Abbildung 18-3	Anzahl der pro Jahr neu verschlossenen Dampferzeugerheizrohre in DWR	102
Abbildung 19-1	Störfall-Leitschema	111
Abbildung 19-2	Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Art des Auftretens	117
Abbildung 19-3	Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Betriebszuständen und Auswirkungen auf den Betrieb (Leistungsbetrieb, An- und Abfahren)	118
Abbildung 19-4	Mittlere Anzahl ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr	118

Tabellenverzeichnis

Tabelle 6-1	Mittlere Verfügbarkeiten der deutschen Kernkraftwerke.....	6
Tabelle 8-1	Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder für Kernanlagen im Sinne der Konvention	22
Tabelle 11-1	Simulatoren für Kernkraftwerke	40
Tabelle 14-1	Wiederkehrende Prüfungen pro Jahr, typisch für einen DWR mit jährlicher Revision	54
Tabelle 14-2	Umfassende Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke	56
Tabelle 14-3	Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken nach Generationen und Baulinien getrennt	59
Tabelle 15-1	Dosisgrenzwerte aus der Strahlenschutzverordnung	65
Tabelle 15-2	Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft aus Kernkraftwerken	70
Tabelle 15-3	Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken	71
Tabelle 16-1	Ereignisgruppen zur Notfallschutzplanung	79
Tabelle 16-2	Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen	81
Tabelle 18-1	Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes	94
Tabelle 18-2:	Stand der Umsetzung der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz in DWR	96
Tabelle 18-3:	Stand der Umsetzung der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz in SWR	97
Tabelle 19-1	Anzahl meldepflichtiger Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Kategorien	116
Tabelle 19-2	Standort-Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente	122

Abkürzungen

BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit - Bundesumweltministerium -
BMWA	Bundesministerium für Wirtschaft und Arbeit
DWR	Druckwasserreaktor
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
ICRP	International Commission on Radiological Protection
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LAA	Länderausschuss für Atomkernenergie
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
SSK	Strahlenschutzkommission
SÜ	Sicherheitsüberprüfung
SWR	Siedewasserreaktor
VGB	VGB Power Tech, Technische Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber
WANO	World Association of Nuclear Operators

Einführung

Die Regierung der Bundesrepublik Deutschland hat im Hinblick auf den verfassungsrechtlichen Schutz des menschlichen Lebens sowie den Schutz der Gesundheit der Bevölkerung beschlossen, die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Stromerzeugung in Deutschland geordnet zu beenden. Dies wird durch die Befristung der Regellaufzeit der Kernkraftwerke auf 32 Jahre seit Inbetriebnahme umgesetzt.

Für die Restlaufzeit der Kernkraftwerke ist deren sicherer Betrieb gemäß den Vorschriften des Atomgesetzes zu gewährleisten. Hierzu ist eine effiziente und kompetente atomrechtliche Überwachung erforderlich. Um dies zu gewährleisten, werden die zuständigen staatlichen Stellen in Deutschland die erforderlichen finanziellen Ressourcen, die fachliche Kompetenz des Personals, die Personalstärke sowie eine zweckmäßige und effiziente Organisation sicherstellen.

Die Bundesregierung steht auch weiterhin zu den bestehenden internationalen Verpflichtungen Deutschlands. Dies gilt in besonderem Maße für die Erfüllung des Übereinkommens über nukleare Sicherheit.

In der Bundesrepublik Deutschland sind durch das Grundgesetz die staatliche Pflicht, Leben und Gesundheit sowie die natürlichen Lebensgrundlagen zu schützen, die Gewaltenteilung, die Selbständigkeit der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und die Überprüfung der Verwaltungstätigkeit durch unabhängige Gerichte als Prinzipien einer demokratischen Gesellschaftsordnung festgelegt. Auf dem Gebiet der friedlichen Nutzung der Kernenergie sind die Gesetzgebung, die Verwaltungsbehörden und die Rechtsprechung als Rahmen geschaffen worden für ein System zur Gewährleistung des Schutzes von Leben, Gesundheit und Sachgütern der Beschäftigten und der Bevölkerung vor den Gefahren der Kernenergie und den schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung. Nach den gesetzlichen Anforderungen hat die Gewährleistung der Sicherheit im kerntechnischen Bereich Vorrang vor wirtschaftlichen Erwägungen. Das Regelwerk ist konform zu international anerkannten Sicherheitsprinzipien, wie sie beispielsweise in den „Safety Fundamentals“ der IAEA festgehalten sind.

Mit Vorlage des dritten Berichtes zeigt die Bundesrepublik Deutschland, dass sie das Übereinkommen über nukleare Sicherheit erfüllt. Gleichwohl besteht für die Zukunft noch Handlungsbedarf, um das geforderte Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke während der Restlaufzeiten aufrecht zu erhalten. Es gilt vor allem, den seit längerer Zeit bekannten Herausforderungen, wie Alterung der Kernkraftwerke, Liberalisierung der Strommärkte und Gefahr der Verringerung sicherheitstechnischer Kompetenz in einem auslaufenden Technikbereich wirkungsvoll zu begegnen.

Der dritte Bericht folgt in Aufbau und Inhalt dem Übereinkommen und berücksichtigt die Leitlinie zur Berichterstellung. Er beschränkt sich allerdings nicht nur auf die Änderungen seit der zweiten Überprüfungskonferenz, sondern ist als geschlossene Darstellung konzipiert. Die Kapitelnummerierung entspricht der Nummerierung der Artikel des Übereinkommens. Artikel, die keine Verpflichtungen der Vertragsstaaten beinhalten, sind hier nicht weiter behandelt. Zu jeder Verpflichtung wird separat Stellung genommen. Wie in den Leitlinien zur Berichterstellung vorgeschlagen, sind die Angaben des Berichtes generisch gehalten, anlagenspezifische Angaben werden dort gemacht, wo dies die Erfüllung des Übereinkommens im Einzelnen verdeutlicht. Gemäß Leitlinie wurde nach den Kapiteln zusätzlich aufgeführt, welche Entwicklungen sich seit dem letzten Bericht ergeben haben, welche Maßnahmen durchgeführt wurden und welche Maßnahmen zukünftig durchgeführt werden sollen (siehe auch → Zukünftige Aktivitäten der Atomaufsicht des

Bundes). Eine Darstellung der Historie der Kernenergienutzung in Deutschland ist in Kapitel 6 enthalten. Hier wurden zusätzlich noch die Forschungsreaktoren aufgenommen. Obwohl die Forschungsreaktoren keine Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens sind, wird hier darüber berichtet, weil die Bundesregierung damit den Empfehlungen aus dem "Code of Conduct on the Safety of Research Reactors" der IAEA aus dem Jahre 2004 Rechnung tragen will.

Zum Nachweis der Einhaltung der Verpflichtungen werden die einschlägigen Gesetze, Verordnungen und Regelwerke angegeben, und es wird dargestellt, auf welche Weise die wesentlichen Sicherheitsanforderungen erfüllt werden. Ausführungen zum Genehmigungsverfahren und zur staatlichen Aufsicht sowie zu den Maßnahmen für die nukleare Sicherheit sind wiederum Schwerpunktthemen des hier vorgelegten dritten nationalen Berichts.

Der Berichtsanhang enthält die Auflistung der derzeit betriebenen und stillgelegten Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren, eine Zusammenstellung der bei der Sicherheitsüberprüfung heranzuziehenden Störfälle und auslegungsüberschreitenden Ereignisse, eine Übersicht über sicherheitsrelevante Merkmale der betriebenen Kernkraftwerke (Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens), aufgeschlüsselt nach Typ und Generation der Kernkraftwerke, und eine umfassende Liste der Rechtsvorschriften, Verwaltungsvorschriften, Regeln und Richtlinien im kerntechnischen Bereich, die für die Sicherheit der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens von Bedeutung sind und auf die im Bericht Bezug genommen wird.

6 Vorhandene Kernanlagen

Historische Entwicklung

Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der zivilen Kernenergienutzung wurden in Deutschland im Jahre 1955 aufgenommen, nachdem die Bundesrepublik Deutschland förmlich auf die Entwicklung und den Besitz von Nuklearwaffen verzichtet hatte und als souveräner Staat anerkannt worden war. Das Forschungs- und Entwicklungsprogramm beruhte auf einer intensiven internationalen Kooperation und beinhaltete die Konstruktion einer Reihe von Prototyp- Reaktoren, die Ausarbeitung von Konzepten für einen geschlossenen Brennstoffkreislauf und für die Endlagerung von radioaktivem Abfall in tiefen geologischen Formationen.

Im Jahre 1955 richtete die Bundesregierung das Bundesministerium für Atomfragen ein, und Deutschland wurde Gründungsmitglied von EURATOM und der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD. Mit Hilfe von US-amerikanischen Herstellern begannen deutsche Elektrizitätsversorgungsunternehmen kommerzielle Kernkraftwerke zu entwickeln (Siemens/Westinghouse für DWR, AEG/General Electric für SWR).

In den folgenden Jahren wurden die westdeutschen Kernforschungszentren gegründet:

- 1956 in Karlsruhe (Kernforschungszentrum Karlsruhe KfK),
in Geesthacht (Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und
Schifffahrt GKSS) und
in Jülich (Kernforschungsanlage Jülich KFA);
- 1959 in Berlin (Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung HMI) und
in Hamburg (Deutsches Elektronen- Synchrotron DESY);
- 1969 in Darmstadt (Gesellschaft für Schwerionenforschung GSI).

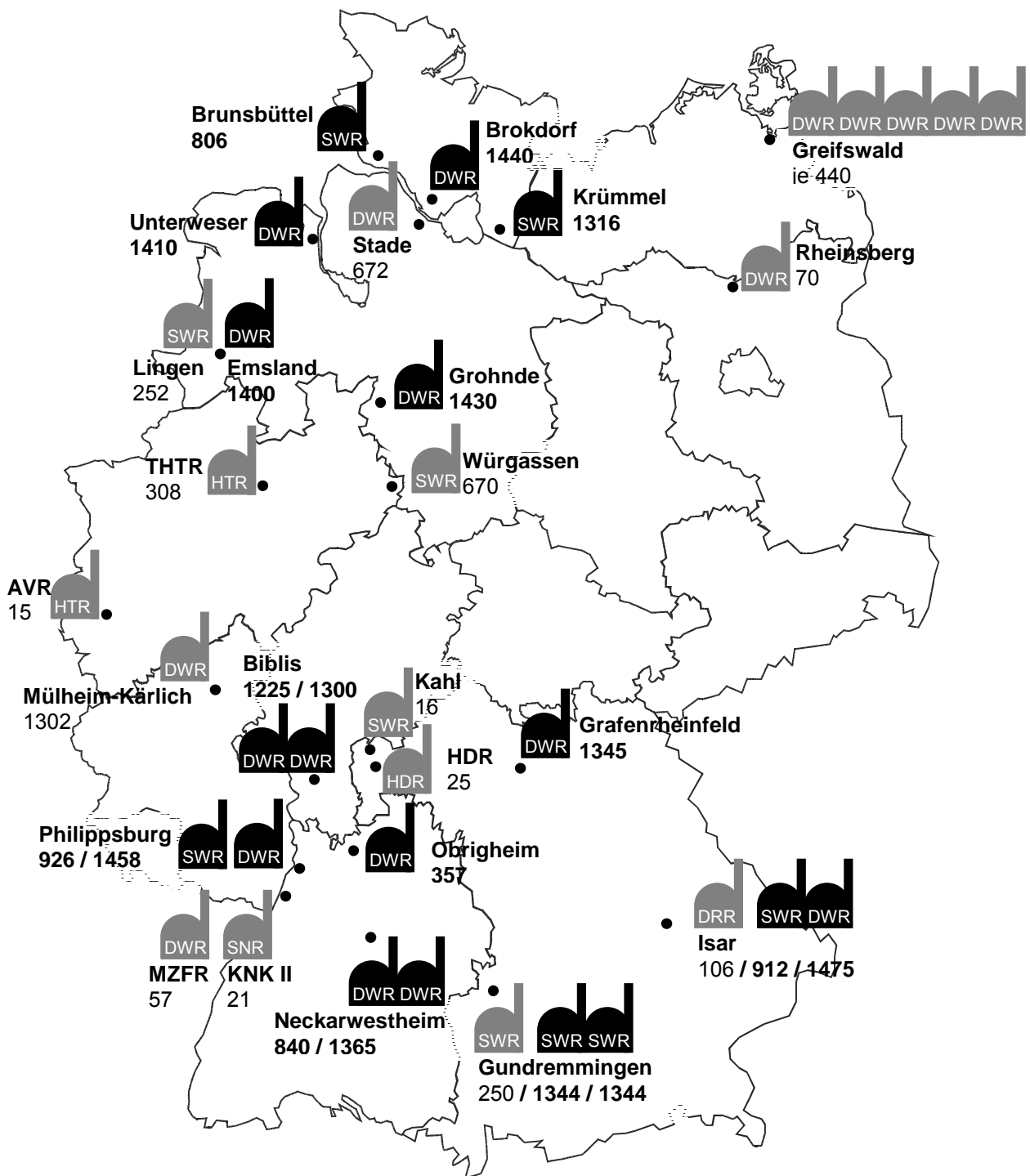
Viele Universitäten wurden mit Forschungsreaktoren ausgestattet.

Im Jahre 1958 wurde bei General Electric und AEG das erste deutsche Kernkraftwerk, das 16-MWe-Versuchsatomkraftwerk (VAK) in Kahl bestellt, das 1960 in Betrieb ging. Eine deutsche Reaktorentwicklung begann 1961 mit dem Auftrag an BBK/BBC für den 15-MWe-Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktor (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) in Jülich. Er erreichte 1966 die erste Kritikalität und war bis 1988 in Betrieb. Seither ist er endgültig abgeschaltet. Leistungsreaktoren mit 250-350 MWe und 600-700 MWe wurden zwischen 1965 und 1970 in Auftrag gegeben.

Nach 15 Jahren deutscher Nukleartechnik bekam die deutsche Industrie erste Aufträge aus dem Ausland, den Niederlanden (Borssele) und Argentinien (Atucha). Im Jahre 1972 wurde mit dem Bau des (damals) weltweit leistungsstärksten Druckwasserreaktors (Biblis A, 1200 MWe) begonnen, der 1974 erstmals kritisch wurde. Zwischen 1970 und 1975 wurden durchschnittlich drei Blöcke jährlich bestellt (Anhang 1). Seit dieser Zeit liegt der nukleare Anteil an der Stromerzeugung in Deutschland bei etwa 30 %.

Im Jahre 1969 gründeten Siemens und AEG gemeinsam die Kraftwerk Union (KWU) und legten die jeweiligen nuklearen Aktivitäten zusammen. Damit begann die Entwicklung von deutschen Druckwasserreaktoren, die in mehreren Schritten mit einem standardisierten 1300 MWe DWR, dem Konvoi abgeschlossen wurde. Die zuletzt in Deutschland errichteten Kernkraftwerke waren drei dieser Konvoi-Anlagen, die 1988 in Betrieb gingen.

In der Bundesrepublik Deutschland wurde je ein Prototyp für den Hochtemperatur-Reaktor als Kugelhaufenreaktor auf Thoriumbasis (THTR 300) und den Schnellen Brüter (SNR 300) mit einer Leistung von jeweils 300 MWe entwickelt. Der THTR 300 in Hamm-Uentrop wurde



12/2003



Legende	
DWR	Druckwasserreaktor
SWR	Siedewasserreaktor
SNR	Schneller Brutreaktor
HTR	Hochtemperaturreaktor
DRR	Druckröhrenreaktor
HDR	Heißdampfreaktor
Zahlen:	Bruttoleistung [MWe]
	in Betrieb 
	außer Betrieb 

Abbildung 6-1 Kernkraftwerke in Deutschland

1983 kritisch und nach nur fünf Betriebsjahren 1988 endgültig abgeschaltet. Das SNR-300-Projekt in Kalkar wurde 1991 eingestellt, ohne Kritikalität erreicht zu haben.

Der andere Teil Deutschlands, die ehemalige Deutsche Demokratische Republik (DDR), begann ebenfalls im Jahre 1955 ein Nuklearprogramm zur friedlichen Nutzung der Kernenergie zu entwickeln und wurde dabei von der Sowjetunion unterstützt. Als Kernforschungszentrum wurde 1956 das Zentralinstitut für Kernphysik (ZfK) in Rossendorf bei Dresden gegründet. Dort ging 1957 ein von der Sowjetunion gelieferter Forschungsreaktor in Betrieb. Der erste kommerzielle Reaktor - ein 70-MWe-Druckwasserreaktor sowjetischer Bauart - wurde in Rheinsberg gebaut und 1966 kritisch.

Von 1973 bis 1979 wurden die vier Druckwasserreaktoren vom sowjetischen Typ WWER-440/W-230 in Greifswald in Betrieb genommen. 1989 begann die Inbetriebnahme von Block 5 (WWER 440/213). Im Zuge der deutschen Wiedervereinigung wurden dann eingehende Sicherheitsanalysen für die Kernkraftwerke sowjetischer Bauart durchgeführt und ergaben Sicherheitsdefizite gegenüber dem westdeutschen Regelwerk. Wegen technischer und vor allem ökonomischer Gründe - im Wesentlichen die Unwägbarkeiten bei den Genehmigungsverfahren von Nachrüstmaßnahmen und gleichzeitig ein abnehmender Elektrizitätsverbrauch - fand sich kein Investor für die Nachrüstung der Reaktoren. Sie wurden abgeschaltet. Aufgegeben wurde auch die Errichtung der Blöcke 6, 7 und 8 (WWER-440/W-213) in Greifswald und die Arbeiten an den beiden WWER-1000 Blöcken in Stendal.

Nach der Euphorie der 50iger und 60iger Jahre hatte sich in Deutschland bald Skepsis gegenüber der Kernenergie entwickelt. Eine immer größer werdende Zahl von Bürgern setzte sich gegen die Risiken der Atomenergie, insbesondere gegen einen Ausbau des Kernkraftwerksparks, zur Wehr. Namen wie Wyhl, Brokdorf, Gorleben, Wackersdorf oder Kalkar sind Synonyme für diesen Protest. Spätestens nach dem Unfall von Harrisburg in 1979 und endgültig dann nach der Katastrophe von Tschernobyl in 1986 war deutlich geworden, dass die Risiken der Kernenergienutzung nicht nur theoretischer Natur sind. Durch den erklärten Willen der Bundesregierung zum Ausstieg aus der Kernenergienutzung, die zu der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 (unterzeichnet am 11. Juni 2001) geführt hat, hat in Deutschland die geordnete Beendigung der Kernenergienutzung begonnen. Die geordnete Beendigung ist nun statt der Förderung Zweckbestimmung des zwischenzeitlich geänderten Atomgesetzes.

Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens

Gegenwärtig sind an 13 Standorten 18 Kernkraftwerksblöcke mit insgesamt 21 693 MWe in Betrieb. Anhang 1-1 gibt eine Übersicht über die betriebenen Kernkraftwerke, Abbildung 6-1 zeigt deren Standorte.

Entsprechend der Auslegung bei der Errichtung können die Kernkraftwerke in vier Generationen bei Druckwasserreaktoren und zwei Baulinien bei Siedewasserreaktoren eingeteilt werden. Die Zuordnung zu den Generationen und Baulinien ist in Anhang 1-1 vermerkt und wird weiterhin im Bericht in den dargestellten Ergebnissen verwendet. Einige grundlegende sicherheitsrelevante Anlagenmerkmale in dieser Zuordnung enthält der Anhang 4. Sie verdeutlichen auch die Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik.

Zwei weitere Kernkraftwerke sind ebenfalls noch Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens. Sie sind zwar endgültig abgeschaltet, jedoch sind bei einem die nuklearen Brennelemente noch nicht entfernt, und bei beiden hat die Behörde einem Stilllegungsprogramm noch nicht zugestimmt. Für das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich mit

1 302 MWe, seit dem 9. September 1988 aufgrund von Gerichtsentscheidungen abgeschaltet, hat der Betreiber am 12. Juni 2001 den atomrechtlichen Antrag auf Stilllegung und Rückbau der Anlage gestellt. Die Brennelemente sind vollständig aus der Anlage entfernt. Das Kernkraftwerk Stade mit 672 MWe hat am 14. November 2003 seinen Betrieb endgültig eingestellt. Ein Antrag auf Stilllegung und Rückbau der Anlage wurde am 23. Juli 2001 gestellt. Die Brennelemente werden voraussichtlich bis Mitte des Jahres 2005 abtransportiert sein.

Seit 1988 trägt die Kernenergie etwa ein Drittel zur öffentlichen Elektrizitätsversorgung und rund 12 % zur gesamten Primärenergieversorgung in Deutschland bei. 2003 (2002) betrug die Stromerzeugung aus den deutschen Kernkraftwerken 165,0 (165,0) TWh.

Tabelle 6-1 Mittlere Verfügbarkeiten der deutschen Kernkraftwerke

Jahr	Zeitverfügbarkeit %	Arbeitsverfügbarkeit %	Arbeitsausnutzung %
1999	91,1	90,2	87,0
2000	91,0	90,6	85,9
2001	91,7	91,4	87,1
2002	85,7	86,0	83,8
2003	87,7	87,0	84,3

Zeitverfügbarkeit (time availability):

Arbeitsverfügbarkeit (energy availability):

Arbeitsausnutzung (energy utilization):

verfügbare Betriebszeit / Kalenderzeit

mögliche Energieerzeugung / Nennarbeit

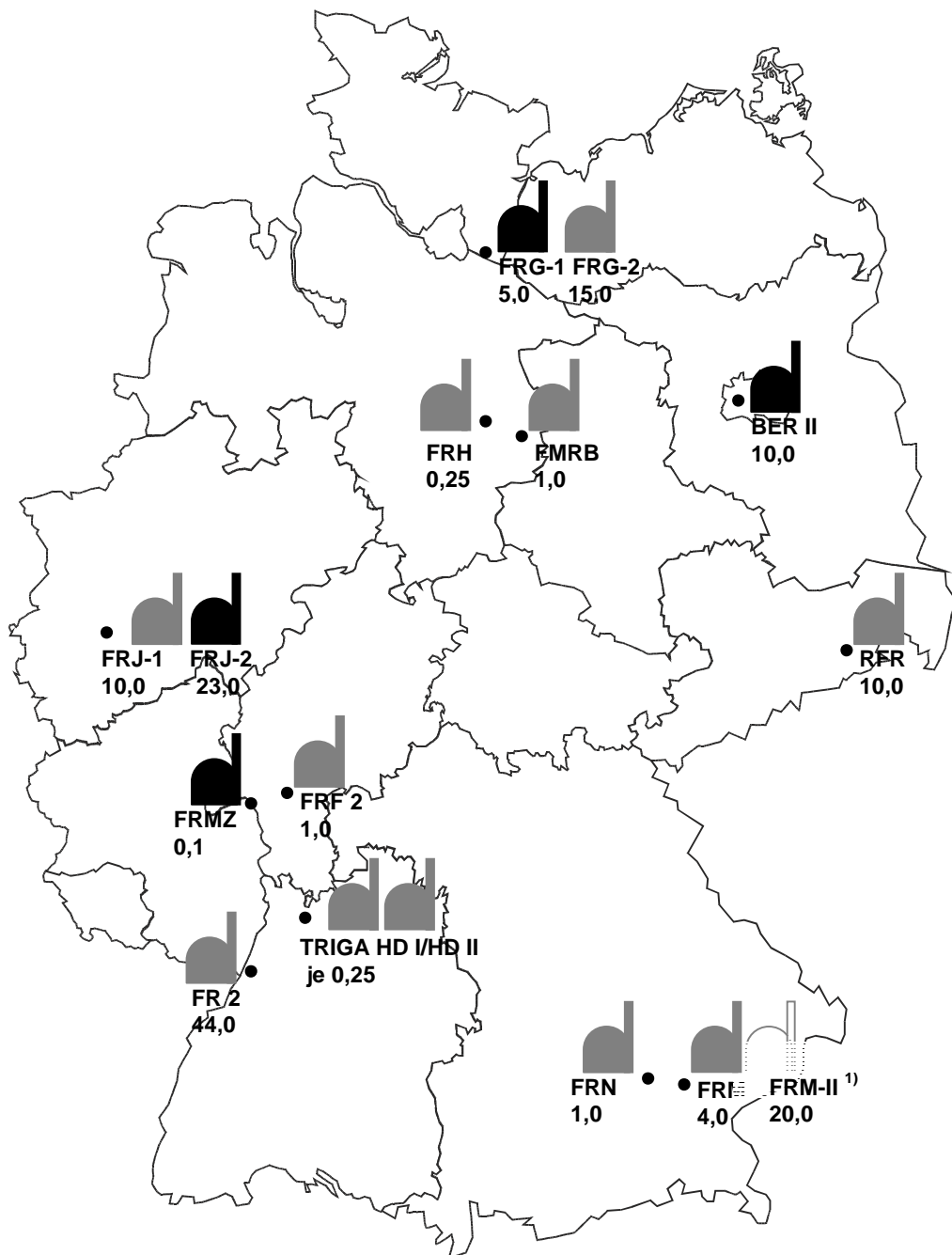
tatsächliche Energieerzeugung / Nennarbeit

In der Bundesrepublik Deutschland bestehen Erfahrungen auf dem Gebiet der Plutonium-Rezyklierung in Leichtwasserreaktoren durch den Einsatz von Mischoxid-Brennelementen (MOX). Für zehn Druckwasserreaktorblöcke ist der Einsatz von MOX-Brennelementen durch die zuständigen Landesbehörden genehmigt. Die genehmigten Einsatzmengen liegen zwischen 9 % und 50 % des Kerninventars. Bei den Siedewasserreaktorblöcken ist für das Kernkraftwerk Gundremmingen, Blöcke B und C, der Einsatz genehmigt bis zu einem Anteil am Kerninventar von 38 %. Weitere Anträge sind gestellt. MOX-Brennelemente wurden bisher bis zu 33 % des Kerninventars bei Druckwasserreaktoren und bis zu 24 % bei Siedewasserreaktoren eingesetzt.

Die derzeit erreichten oder angestrebten Entladeabbrände liegen in der Größenordnung von 40-50 GWd pro Tonne Schwermetall. Durch die von mehreren Betreibern geplante, beantragte und zum Teil bereits behördlich genehmigte Erhöhung der Anfangsanreicherung an U-235 und des Anteils an spaltbarem Plutonium bei MOX-Brennelementen können Abbrände bis über 55 GWd pro Tonne Schwermetall erreicht werden. Bei den Druckwasserreaktoren bedingt dies auch den Einsatz von mit B-10 angereicherter Borsäure.

Forschungsreaktoren

Wie in der Einleitung bereits erwähnt, soll hier auch über Forschungsreaktoren berichtet werden, die keine Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens sind. Damit wird den Empfehlungen aus dem "Code of Conduct on the Safety of Research Reactors" von 2004 Rechnung getragen.



4/2004

Legende		
In Betrieb		In Stilllegung bzw. Stilllegung beschlossen
		In Errichtung
Zahlen: Thermische Leistung [MW]		
1) Erstkritikalität am 2. März 2004, Inbetriebsetzungsphase noch nicht abgeschlossen		

Abbildung 6-2 Forschungsreaktoren > 50 kW in Deutschland

In Deutschland sind vier Forschungsreaktoren mit mehr als 50 kW Leistung und neun kleine Schulungsreaktoren in Betrieb (Anhang 2-1). Ein weiterer Forschungsreaktor ist fertig gestellt und seit Anfang 2004 in der Inbetriebsetzung. Elf Forschungsreaktoren sind stillgelegt und werden abgebaut, weitere 21 sind bereits vollständig abgebaut (Anhang 2-2 und 2-3). Abbildung 6-2 zeigt die Standorte. Die laufenden Forschungsreaktoren arbeiten im Leistungsbereich bis 23 MW, der neu in Betrieb zu nehmende wird mit einer Leistung von 20 MW eine maximale thermische Neutronenflussdichte von 8×10^{14} pro cm^2 und s. erreichen. Forschungsreaktoren werden in Deutschland primär nach dem Regelwerk für Leistungsreaktoren mit den physikalischen Gegebenheiten entsprechenden Einschränkungen genehmigt, dafür unterliegen sie wie Leistungsreaktoren auch z. B. den Meldepflichten bei besonderen Vorkommnissen (\rightarrow Kapitel 19 (vi)). Betreiber der Forschungsreaktoren sind Universitäten und Forschungszentren, die ihrerseits vom Staat finanziert werden, der damit Eigentümer der Forschungsreaktoren ist. Insofern fallen Betriebs- und Stilllegungskosten für Forschungsreaktoren dann auch unter die staatlichen Aufgaben.

Weitere kerntechnische Einrichtungen

Zur Vervollständigung des Bildes über die Anwendung der Kernenergie in Deutschland wird ein kurzer Überblick gegeben über andere kerntechnische Einrichtungen, die ebenfalls nicht Gegenstand des Übereinkommens sind. Ein Teil dieser Anlagen ist im Bericht zum Gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle behandelt worden.

Insgesamt 22 Kernkraftwerksblöcke sind stillgelegt oder wurden als Projekt während der Bauzeit aufgegeben (Anhang 1-2). Von diesen sind derzeit 12 Kernkraftwerke im Abbau, zwei Kernkraftwerke im sicheren Einschluss und zwei Anlagen bereits vollständig abgebaut. Die beiden Kernkraftwerke Mülheim-Kärlich und Stade sind endgültig abgeschaltet, sie sind jedoch derzeit noch Kernanlagen im Sinne dieses Übereinkommens (siehe oben). Insgesamt sechs Kernkraftwerke haben den nuklearen Betrieb nicht aufgenommen, da die Projekte während der Bauphase aufgegeben wurden.

Die weiteren kerntechnischen Einrichtungen umfassen Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes und der Entsorgung. In Betrieb sind eine Uran-Anreicherungsanlage in Gronau und eine Brennelementfertigung in Lingen. Die Pilot-Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe ist stillgelegt und wird abgebaut. Die dort noch vorhandenen hochaktiven Spaltproduktlösungen sollen in der Verglasungsanlage am Standort endlagergerecht verglast werden. Weiterhin befinden sich die folgenden Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs in Stilllegung: das Brennelementewerk NUKEM in Hanau, die beiden Siemens Brennelementewerke Betriebsteile MOX und Uranverarbeitung – ebenfalls in Hanau – sowie die Anlage zur Molybdänproduktion auf dem Gelände des Forschungsstandortes Rossendorf. Zur Zwischenlagerung von Brennelementen sowie zur Behandlung, Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle sind mehrere Einrichtungen in Betrieb. Das Genehmigungsverfahren für die Pilotkonditionierungsanlage (PKA) wurde im Dezember 2000 mit Erteilung der dritten Teilerrichtungsgenehmigung abgeschlossen. Die Nutzung der Anlage wird entsprechend der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 11. Juni 2001 auf die Reparatur schadhafter Behälter beschränkt.

Für die Endlagerung radioaktiver Abfälle (außer Kernbrennstoffe) war bis zum September 1998 das Endlager Morsleben in Betrieb. Das Planfeststellungsverfahren für das Endlager Schacht Konrad ist nach 20 Jahren mit der Erteilung des Planfeststellungsbeschlusses

abgeschlossen worden, der aber noch nicht rechtskräftig ist. Die Arbeiten im Erkundungsbergwerk Gorleben wurden 2000 für mindestens 3 Jahre und höchstens 10 Jahre unterbrochen.

Ergebnis der Bewertung der Kernanlagen

Alle im Anhang 1-1 genannten, derzeit betriebenen Kernkraftwerksblöcke haben zwar eine unbefristete Betriebsgenehmigung, das geänderte Atomgesetz begrenzt über die festgelegte Reststrommenge jedoch die Laufzeit der Anlagen. Die Genehmigungen für die Kernkraftwerke wurden nur erteilt, wenn der Antragsteller der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde nachgewiesen hatte, dass mit Auslegung und Errichtung und mit den beantragten betrieblichen Regelungen die erforderliche Vorsorge gegen Schäden nach dem damals maßgeblichen Stand von Wissenschaft und Technik getroffen war (→ Kapitel 7 (2i)).

Im Rahmen des regulatorischen Systems zur Nutzung der Kernenergie, insbesondere des behördlichen Aufsichtsverfahrens, werden kontinuierlich und anlassbezogen Sicherheitsbewertungen sowie ergänzende Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, wird die Notwendigkeit und Angemessenheit von Verbesserungen geprüft. Damit wird eine Dynamisierung der Anlagensicherheit erreicht. Bei den Sicherheitsüberprüfungen festgestellte Mängel werden nach aufsichtlichen Vorgaben beseitigt (→ Kapitel 14). Mit den Sicherheitsbewertungen im Rahmen der behördlichen Aufsicht erfolgt eine Überprüfung im Sinne des Artikels 6 des Übereinkommens.

In den vergangenen Jahren sind zahlreiche Verbesserungen verwirklicht worden (→ Kapitel 14 (ii)), insbesondere auch im auslegungsüberschreitenden Bereich (→ Kapitel 18 (i)). Im Ergebnis wurden dadurch auch ältere Kernkraftwerke auf einen besseren sicherheitstechnischen Stand gebracht.

Zusammenfassend stellt die Bundesregierung fest, dass die Voraussetzungen für einen sicheren Betrieb der deutschen Kernkraftwerke für deren noch verbleibende Nutzung bis zur Beendigung der Kernenergieanwendung in Deutschland gegeben sind.

Kapitel 6: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

Die Forschungsreaktoren wurden in den Bericht aufgenommen, um den Empfehlungen aus dem "Code of Conduct on the Safety of Research Reactors" Rechnung zu tragen.

Kapitel 6: Zukünftige Aktivitäten

Fortführung der üblichen Sicherheitsbewertungen im Rahmen der Aufsicht sowie der umfassenden Sicherheitsüberprüfungen zu den gesetzlich festgelegten Terminen.

7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

7 (1) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

Die Verfassung (Artikel 74 (1) 11a des Grundgesetzes [1A-1]) verleiht, entsprechend der föderalen Struktur der Bundesrepublik Deutschland, dem Bund die Zuständigkeit zur Gesetzgebung für „die Erzeugung und Nutzung der Kernenergie zu friedlichen Zwecken, die Errichtung und den Betrieb von Anlagen, die diesen Zwecken dienen, den Schutz gegen Gefahren, die bei Freiwerden von Kernenergie oder durch ionisierende Strahlen entstehen, und die Beseitigung radioaktiver Stoffe“.

Das Atomgesetz [1A-3] wurde nach dem erklärten Verzicht der Bundesrepublik Deutschland auf Atomwaffen am 23. Dezember 1959 verkündet. Es wurde seitdem mehrfach aktualisiert und geändert.

Die Gesetzgebung und der Vollzug müssen in Deutschland daneben die bindenden Vorgaben aus den Regelungen der Europäischen Gemeinschaften beachten. Hierzu gehören im Bereich des Strahlenschutzes die aufgrund der Artikel 30 ff des EURATOM-Vertrages [1F-1] erlassenen EURATOM-Grundnormen [1F-18] für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitnehmer gegen die Gefahren ionisierender Strahlungen. Die Verwendung von Erzen, Ausgangsstoffen und besonderen spaltbaren Stoffen unterliegt dem Kontrollregime der Europäischen Atomgemeinschaft nach den Artikeln 77 ff des EURATOM-Vertrages.

7 (2i) Sicherheitsvorschriften und -regelungen

Gesetze und Verordnungen, insbesondere Atomgesetz

Das Atomgesetz enthält die grundlegenden nationalen Regeln für die Sicherheit von Kernanlagen in Deutschland und ist die Grundlage für die zugehörigen Verordnungen. Sein Zweck nach der Novellierung von 2002 ist es, die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität geordnet zu beenden und bis zum Zeitpunkt der Beendigung den geordneten Betrieb sicherzustellen sowie Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu schützen und verursachte Schäden auszugleichen. Weiterhin soll verhindert werden, dass durch Nutzung der Kernenergie die innere oder äußere Sicherheit der Bundesrepublik Deutschland gefährdet wird. Ebenso soll das Gesetz die Erfüllung internationaler Verpflichtungen Deutschlands auf dem Gebiet der Kernenergie und des Strahlenschutzes gewährleisten.

Zum Schutz gegen die von radioaktiven Stoffen ausgehenden Gefahren und zur Kontrolle ihrer Verwendung knüpft das Atomgesetz Errichtung und Betrieb von Kernanlagen an eine behördliche Genehmigung. Genehmigungen für neue Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität werden nicht mehr erteilt. Voraussetzung für die Genehmigung der bestehenden Anlagen war vor allem, dass die Maßnahmen zur Vorsorge gegen Schäden dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen müssen. Dies war eine Verschärfung der sonst im deutschen technischen Sicherheitsrecht verwendeten Anforderung des Standes der Technik oder der noch weniger anspruchsvollen allgemein anerkannten Regeln der Technik. Damit musste für eine Genehmigung einer Kernanlage diejenige Vorsorge gegen Schäden getroffen werden, die nach den neuesten gesicherten wissenschaftlichen Erkenntnissen sicherheitstechnisch für

erforderlich gehalten wurde. Diese Anforderungen für die Genehmigung von Kernkraftwerken sind heute nur noch für Änderungen von bestehenden Anlagen bedeutsam. Nach einer 2002 im Atomgesetz eingeführten Regelung haben die Betreiber von Kernkraftwerken in bestimmten Abständen gesonderte Sicherheitsüberprüfungen der Anlage durchzuführen und deren Ergebnisse der Aufsichtsbehörde vorzulegen.

Aufgrund des Atomgesetzes wurden für den Bereich der Kerntechnik mehrere Verordnungen erlassen. Die wichtigsten betreffen:

- den Strahlenschutz [1A-8],
- das Genehmigungsverfahren [1A-10],
- die Überprüfung der Zuverlässigkeit des Personals [A-19] und
- die Meldung von meldepflichtigen Ereignissen [1A-17].

Die Sicherheitsvorschriften und -regelungen des Atomgesetzes und der Verordnungen werden weiter konkretisiert durch Allgemeine Verwaltungsvorschriften, Richtlinien, KTA-Regeln, RSK- und SSK-Empfehlungen und durch konventionelles technisches Regelwerk.

Neben dem Atomgesetz, das die Sicherheit der Anlagen regelt, schreibt das Strahlenschutzvorsorgegesetz von 1986 [1A-5], das im Gefolge des Reaktorunfalls von Tschernobyl entstand, Aufgaben der Umweltüberwachung auch bei Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen fest (→ Kapitel 15 und 16).

Allgemeine Verwaltungsvorschriften

Im Bereich unterhalb der Gesetze und Verordnungen regeln Allgemeine Verwaltungsvorschriften die Handlungsweise der Behörden verbindlich. Im kerntechnischen Bereich sind zu nennen die Vorschriften:

- zur Berechnung der Strahlenexposition im bestimmungsgemäßen Betrieb der Kernkraftwerke [2-1],
- zum Strahlenpass [2-2],
- zur Umweltverträglichkeitsprüfung [2-3] und
- zur Umweltüberwachung [2-4].

Richtlinien

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) erstellt nach Beratung und in der Regel im Konsens mit den Ländern Richtlinien. Diese Richtlinien dienen der detaillierten Konkretisierung technischer und verfahrensmäßiger Fragen aus dem Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren (→ Kapitel 8 (1)). Sie beschreiben die Auffassung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit zu allgemeinen Fragen der kerntechnischen Sicherheit und der Verwaltungspraxis, und dienen den Landesbehörden als Orientierung bei Vollzug des Atomgesetzes. Die Richtlinien sind aber für die Landesbehörden im Unterschied zu den Allgemeinen Verwaltungsvorschriften nicht verbindlich. Derzeit liegen etwa 50 Richtlinien aus dem kerntechnischen Bereich vor (siehe Anhang 5, dort unter „Bekanntmachungen“ [3-...]). Es handelt sich um Vorschriften:

- zu generellen Sicherheitsanforderungen („Sicherheitskriterien“),
- zur Konkretisierung der bei der Auslegung zu betrachtenden Störfälle,
- zur Ausbreitungsrechnung,
- für zu planende Notfallschutzmaßnahmen der Betreiber für angenommene schwere Störfälle,

- für Katastrophenschutzvorkehrungen in der Umgebung der Anlagen,
- zu Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter,
- zum Strahlenschutz bei Revisionsarbeiten,
- zur Dokumentation,
- zu Unterlagenforderungen bei Anträgen auf Genehmigung und
- zur Fachkunde des Personals kerntechnischer Anlagen.

Empfehlungen der RSK und SSK, RSK-Leitlinien

Für Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren spielen die Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission (SSK) eine wichtige Rolle. Diese beiden Expertengremien beraten das Bundesumweltministerium in Fragen der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes (→ Kapitel 8 (1)).

In den RSK-Leitlinien in der letzten Fassung von 1996 [4-1] hat die Reaktor-Sicherheitskommission die sicherheitstechnischen Anforderungen zusammengefasst, die bei der Auslegung, dem Bau und dem Betrieb eines Kernkraftwerks erfüllt werden sollen. Die RSK legt diese Leitlinien ihren Beratungen und Stellungnahmen zugrunde. Sie weicht davon ab, wenn sich für bestimmte Bereiche der Stand von Wissenschaft und Technik zwischenzeitlich geändert hat.

KTA-Regeln

Detaillierte und konkrete Ausführungen technischer Art enthalten die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), (→ Kapitel 8 (1)). Nach seiner Satzung formuliert er Regelungen, wenn „sich auf Grund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und der Behörden abzeichnet“. Auf Grund der regelmäßigen Überprüfung und gegebenenfalls Überarbeitung der verabschiedeten Regeltexpte spätestens alle fünf Jahre, werden die Regelungen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Die KTA-Regeln entfalten zwar keine rechtliche Bindungswirkung, auf Grund ihres Entstehungsprozesses und Detaillierungsgrades kommt ihnen aber eine weit reichende praktische Wirkung zu. Derzeit besteht das KTA-Regelwerk (Stand 12/03) aus 91 Regeln und 2 Regelentwürfen, 9 Regelentwürfe sind in Vorbereitung, 22 Regeln befinden sich im Änderungsverfahren.

Die KTA-Regeln betreffen:

- administrative Vorschriften,
- Arbeitsschutz (spezielle Ergänzungen im kerntechnischen Bereich),
- Bautechnik,
- nukleare und thermohydraulische Auslegung,
- Werkstofffragen,
- Instrumentierung,
- Aktivitätskontrolle und
- sonstige Vorschriften.

Die Qualitätssicherung nimmt einen breiten Raum ein; in den meisten Regeln wird dieser Aspekt für den Regelungsgegenstand behandelt. Der Qualitätssicherungsbegriff des KTA-Regelwerkes umfasst auch das im internationalen Bereich heute separat betrachtete Gebiet der Alterung (→ Kapitel 13).

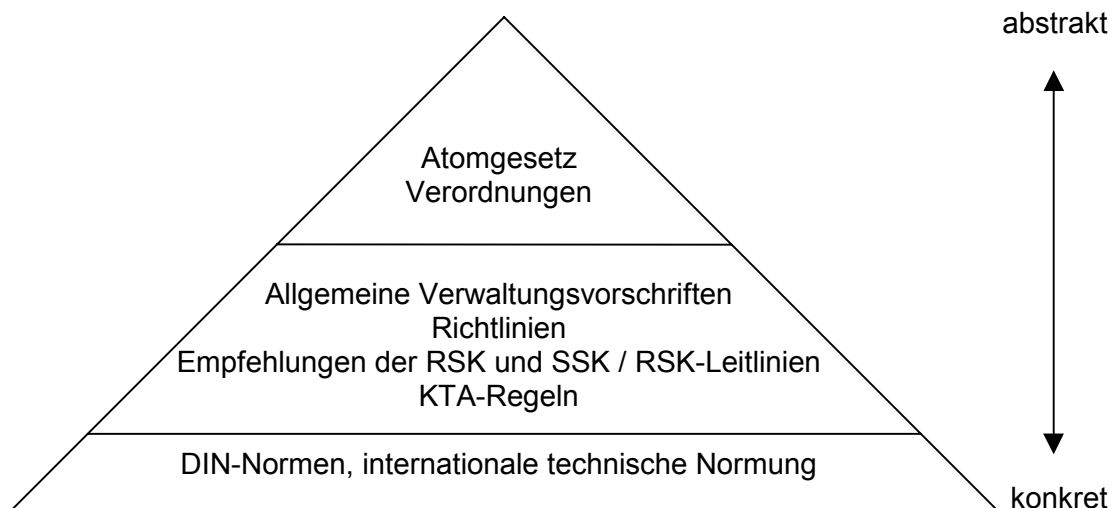
Historisch gesehen entwickelte sich das KTA-Regelwerk auf der Basis von vorhandenen deutschen Regelwerken und amerikanischen kerntechnischen Sicherheitsregeln. Für die Auslegung und Berechnung von Komponenten war der ASME-Code (Section III) Vorbild.

Konventionelles technisches Regelwerk

Außerdem gilt - wie für Bau und Betrieb von allen technischen Anlagen - das konventionelle technische Regelwerk, insbesondere die nationale Normung des Deutschen Instituts für Normung DIN und auch die internationale Normung nach ISO und IEC, soweit das konventionelle Regelwerk dem Stand von Wissenschaft und Technik genügt.

Gesamtbild des Regelwerkes

Insgesamt gesehen bildet das deutsche kerntechnische Regelwerk eine hierarchisch strukturierte Pyramide.



Kerntechnische Regelungen, außer Gesetzen, Verordnungen und Allgemeinen Verwaltungsvorschriften, erlangen ihre regulatorische Bedeutung allein aufgrund der gesetzlichen Anforderung des Standes von Wissenschaft und Technik. Nach der Rechtsprechung kann vermutet werden, dass das kerntechnische Regelwerk diesen Stand zutreffend wiedergibt. Deshalb verdrängt eine anerkannte Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik die Anwendung einer dadurch veralteten Regel, ohne dass diese aufgehoben werden müsste. Die gesetzlich vorgesehene Dynamisierung der sicherheitstechnischen Anforderungen ist damit nicht an Regelsetzungsverfahren gebunden.

Auf die Inhalte der einzelnen Regelungen wird im vorliegenden Bericht bei der Behandlung der betreffenden Artikel der Konvention Bezug genommen. Der Anhang 5 „Referenzliste kerntechnisches Regelwerk“ enthält die aktuellen Regelungen zu kerntechnischen Anlagen in der hier erläuterten hierarchischen Ordnung. Alle Regelwerkstexte sind öffentlich zugänglich, ausgenommen sind nur einige Texte zum Objektschutz. Die Regeln werden in den amtlichen Publikationsorganen des Bundes veröffentlicht. Sie sind seitdem in allen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren herangezogen worden und wurden, soweit erforderlich, in Anpassung an den Stand von Wissenschaft und Technik weiterentwickelt.

Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerkes

Während das deutsche Regelwerk in Teilen aus den 70er und 80er Jahren des 20. Jahrhunderts stammt, fand im internationalen Rahmen eine kontinuierliche Regelwerksentwicklung statt. Seither ist das deutsche Regelwerk nicht im Gesamtzusammenhang auf Unterschiede zum internationalen Regelwerk geprüft worden.

Um die Zuordnung und Integration von internationalen Regeln und Spezifikationen in das nationale Regelwerk zu vereinfachen, hatte der KTA das Arbeitsprogramm "KTA 2000" begonnen. Das wesentliche Ziel dieses Vorhabens war es, Anforderungen des Regelwerkes für den Bereich der Reaktorsicherheit (Auslegung, Bau und Betrieb von Kernkraftwerken) geschlossen und hierarchisch strukturiert in Form einer Regelpyramide darzustellen, als KTA-Grundlagen, KTA-Basisregeln und KTA-Fachregeln. Auf der Sitzung des KTA im Juni 2001 wurden erste Entwürfe verabschiedet. Das BMU hatte an das KTA 2000 Projekt konkrete Maßstäbe gestellt, insbesondere hinsichtlich der Implementierung von Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik einschließlich deren Weiterentwicklung. Diese Anforderungen wurden nach Feststellung des BMU letztlich nicht erfüllt, so dass dieses Projekt nicht erfolgreich abgeschlossen werden konnte.

Das internationale kerntechnische Regelwerk wird zur Zeit daher mit dem gegenwärtig in Deutschland geltenden Regelwerk verglichen, um die Bedeutung der Unterschiede zwischen diesen Regelwerken beurteilen zu können, insbesondere im Hinblick auf die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schadensvorsorge während der Restlaufzeit der Kernkraftwerke in Deutschland. Aus dem Vergleich wird sich auch ergeben, welche Aktualisierungen und Ergänzungen im deutschen kerntechnischen Regelwerk notwendig sind. Maßgeblicher Bezugspunkt ist hierbei das Regelwerk der IAEA. Die IAEA Sicherheitsstandards stellen die im Wesentlichen international anerkannte Referenz dar.

Darüber hinaus beteiligt sich das BMU an einer Arbeitsgruppe "Harmonisierung" der Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA). Das Ziel sind einheitliche hohe Referenzniveaus für die Sicherheit der derzeit betriebenen Kernkraftwerke in der Europäischen Union. Diese Referenzniveaus werden gegenwärtig auf der Grundlage der IAEA Sicherheitsstandards erstellt und durch darüber hinaus gehende europäische regulatorische Anforderungen oder betriebliche Praxis ergänzt werden. Anschließend soll die Erfüllung der Referenzniveaus von jedem einzelnen Mitgliedsland national überprüft werden. Abweichungen sollen bewertet und in Maßnahmenprogramme für Verbesserungen umgesetzt werden.

Insgesamt ist es das Ziel des BMU, das übergeordnete Regelwerk nach internationalem Stand von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren. Hierzu werden u. a. das internationale Regelwerk, praktische Erfahrungen aus der Anwendung des bestehenden deutschen kerntechnischen Regelwerkes, Erkenntnisse aus der sicherheitstechnischen Bewertung von Vorkommnissen und weitere Betriebserfahrungen sowie der Genehmigungs- und Aufsichtspraxis herangezogen. Dabei sollen auch Ergebnisse aus dem KTA 2000-Projekt berücksichtigt werden. Weiterhin soll in einem Grundlagenpapier das hierarchische Zusammenwirken aller wesentlichen sicherheitstechnischen Anforderungen des über Jahre gewachsenen kerntechnischen Regelwerkes aufgezeigt werden. Der modulare Aufbau der Regeltentwürfe ermöglicht einen dynamischen Prozess bei der Aktualisierung des Regelwerkes. Generell wird dabei als sicherheitstechnische Grundlage das gestaffelte Sicherheitskonzept zugrunde gelegt (→ Kapitel 18 (i)). Das Grundlagenpapier sowie aktualisierte übergeordnete sicherheitstechnische Anforderungen werden bis Mitte des Jahres 2005 vorliegen.

Das BMU wird sicherstellen, dass die Betroffenen am Prozess der Regelwerksüberarbeitung beteiligt werden.

7 (2ii) Genehmigungssystem

Allgemeine Bestimmungen

Nach geltender Rechtslage werden Genehmigungen für die Errichtung von Kernkraftwerken nicht mehr erteilt. Genehmigungsverfahren werden daher nur noch für die Veränderung bestehender Anlagen und Stilllegungen durchgeführt. Das unten dargestellte Verfahren gibt daher - soweit es die Errichtung von Anlagen betrifft - die für die Errichtung der heute noch betriebenen Anlagen geltenden rechtlichen Regelungen wieder. Für Forschungsreaktoren gelten diese uneingeschränkt.

Die Genehmigung von Kernanlagen ist im Atomgesetz [1A-3] geregelt. Nach § 7 dieses Gesetzes bedürfen die Errichtung, der Betrieb oder das Innehaben einer ortsfesten Anlage zur Erzeugung, Bearbeitung, Verarbeitung oder zur Spaltung von Kernbrennstoffen, eine wesentliche Veränderung der Anlage oder ihres Betriebes und auch die Stilllegung der Genehmigung. Eine solche Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn die in diesem Paragraphen des Gesetzes genannten Genehmigungsvoraussetzungen durch den Antragsteller erfüllt werden:

- nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden,
- Zuverlässigkeit und Fachkunde der verantwortlichen Personen,
- notwendige Kenntnisse der sonst tätigen Personen über einen sicheren Betrieb der Anlage,
- Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter,
- Vorsorge für gesetzliche Schadensersatzverpflichtungen,
- Berücksichtigung öffentlicher Interessen im Hinblick auf die Umweltauswirkungen.

Weiter ist zu beachten, dass jeglicher Umgang mit radioaktiven Stoffen - und dies trifft auch bei Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken zu - den Überwachungsvorschriften und den Schutzvorschriften unterworfen ist, die in der Strahlenschutzverordnung [1A-8] verbindlich festgelegt sind. In der Strahlenschutzverordnung sind auch die Benennung der verantwortlichen Personen des Genehmigungsinhabers, die Dosisgrenzwerte für die Strahlenexposition der Beschäftigten und der Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb geregelt. Darüber hinaus enthält sie Planungsrichtwerte für die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Auslegungsstörfälle.

Genehmigungen für Kernkraftwerke können zur Gewährleistung der Sicherheit mit Auflagen verbunden werden. Der Betrieb, das Innehaben, eine wesentliche Veränderung oder die Stilllegung einer Kernanlage ohne die hierfür erforderliche Genehmigung ist strafbar[1B-11].

Die Genehmigung von Kernanlagen erfolgt durch die einzelnen Bundesländer. In den Bundesländern sind jeweils Ministerien zuständig für die Erteilung von Genehmigungen zur Errichtung, Betrieb, wesentlicher Veränderung und Stilllegung von Kernkraftwerken (Tabelle 8-1). Der Bund (vertreten durch das BMU) übt die Rechts- und Zweckmäßigkeitssaufsicht über den Vollzug des Atom- und Strahlenschutzrechts durch die Länder aus (Bundesaufsicht). Dabei hat er insbesondere das Recht, zu Sach- und Rechtsfragen in jedem Einzelfall verbindliche Weisungen zu erteilen.

Die Ausgestaltung und Durchführung des Genehmigungsverfahrens gemäß Atomgesetz ist in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] näher geregelt. Festgelegt sind die Antragstellung mit der Vorlage von Unterlagen, die Öffentlichkeitsbeteiligung und die Möglichkeit der Aufteilung in mehrere Genehmigungsschritte (Teilgenehmigungen), darüber hinaus die Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-12] und die Beachtung anderer Genehmigungserfordernisse (z. B. für nichtradioaktive Emissionen und für Ableitungen in Gewässer (→ Kapitel 17 (ii))).

Zu allen fachlich-wissenschaftlichen Fragen der Genehmigung und der Aufsicht kann die zuständige Behörde gemäß § 20 Atomgesetz Sachverständige mit behördenähnlichen Inspektions- und Informationsrechten zuziehen. Die Behörde ist an die fachliche Beurteilung durch die Sachverständigen nicht gebunden (→ Kapitel 8 (1)).

Das Zusammenspiel der am atomrechtlichen Verfahren beteiligten Behörden und Stellen sowie die Beteiligung der Öffentlichkeit sind in Abbildung 7-1 dargestellt. Hierdurch wird eine breite und differenzierte Entscheidungsgrundlage geschaffen, die Entscheidungen unter Berücksichtigung aller Belange ermöglicht.

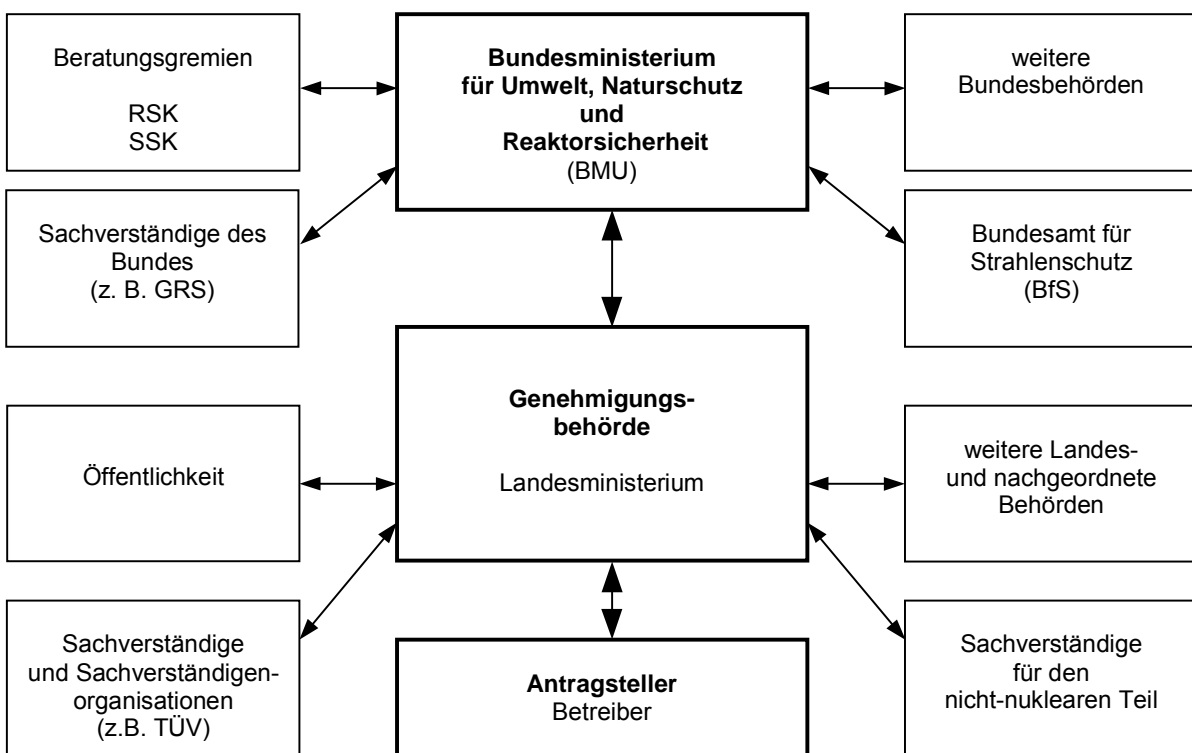


Abbildung 7-1 Beteiligte am atomrechtlichen Genehmigungsverfahren

Das Pariser Atomhaftungsübereinkommen [1E-11] und das Gemeinsame Protokoll [1E-12] sind mit unmittelbarer Geltung (self-executing) in das nationale Atomhaftungsrecht übernommen worden und werden durch dieses ergänzt. Für Schäden, die auf einem von einer Kernanlage ausgehenden nuklearen Ereignis beruhen, haftet der Betreiber grundsätzlich summenmäßig unbegrenzt. Zur Erfüllung etwaiger Schadensersatzverpflichtungen hat der Betreiber Deckungsvorsorge zu treffen, die - nach entsprechender Änderung des Atomgesetzes im Jahr 2002 - bis zu einem Höchstbetrag von 2,5 Milliarden €

festgesetzt werden kann; Einzelheiten hierzu regelt eine Rechtsverordnung [1A-11]. Die Deckungsvorsorge kann durch Haftpflichtversicherung oder sonstige finanzielle Sicherheit - z. B. private Garantiezusage - erbracht werden. Soweit gesetzliche Schadensersatzverpflichtungen von der Deckungsvorsorge nicht gedeckt sind oder aus ihr nicht erfüllt werden können, gewährt das Atomgesetz dem Betreiber einen Anspruch gegen den Bund und das genehmigende Bundesland ihn von diesen Schadensersatzverpflichtungen freizustellen. Der Höchstbetrag der staatlichen Freistellungsverpflichtung beträgt 2,5 Milliarden €.

Atomrechtliches Genehmigungsverfahren im Einzelnen

Antragstellung

Die Energieversorgungsunternehmen oder ihre Tochtergesellschaften sind Antragsteller für Errichtung und Betrieb eines Kernkraftwerkes. Sie reichen einen schriftlichen Genehmigungsantrag bei der Genehmigungsbehörde des Bundeslandes ein, in dem die Anlage errichtet werden soll. Dem Genehmigungsantrag sind Unterlagen beizufügen, die in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] genannt sind und deren Ausgestaltung in Richtlinien spezifiziert ist. Eine wichtige Unterlage ist der Sicherheitsbericht (→ Kapitel 14 (i)), in dem die Anlage und ihr Betrieb sowie die damit verbundenen Auswirkungen einschließlich der Auswirkungen von Auslegungstörfällen beschrieben und die Vorsorgemaßnahmen dargelegt werden. Er ist mit Lageplänen und Übersichtszeichnungen ausgestattet. Zur Erfüllung der Genehmigungsvoraussetzungen sind weitere Unterlagen vorzulegen, z. B. ergänzende Pläne, Zeichnungen und Beschreibungen sowie Angaben

- zum Schutz der Anlage gegen Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter,
- zur Person des Antragstellers und der Verantwortlichen, einschließlich deren Fachkunde und Zuverlässigkeit,
- über die notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen,
- zur Sicherheitsspezifikation,
- zur Deckungsvorsorge,
- über die Art der anfallenden radioaktiven Reststoffe und deren Entsorgung,
- zu den vorgesehenen Schutzmaßnahmen für die Umwelt.

Zudem muss für die Öffentlichkeitsbeteiligung mit dem Antrag eine Kurzbeschreibung der geplanten Anlage einschließlich Angaben zu ihren voraussichtlichen Auswirkungen auf die Bevölkerung und die Umwelt in der Umgebung vorgelegt werden.

Antragsprüfung

Die Genehmigungsbehörde prüft auf der Grundlage der vorgelegten Unterlagen, ob die Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt sind. Im Genehmigungsverfahren sind alle Behörden des Bundes, der Länder, der Gemeinden und der sonstigen Gebietskörperschaften zu beteiligen, deren Zuständigkeitsbereich berührt wird, insbesondere die Bau-, Wasser-, Raumordnungs- und Katastrophenschutzbehörden. Wegen des großen Umfangs der zu prüfenden Sicherheitsfragen werden in der Regel Sachverständigenorganisationen zur Unterstützung der Genehmigungsbehörde mit der Begutachtung und Überprüfung der Antragsunterlagen beauftragt. In ihren Sachverständigengutachten legen sie dar, ob die Anforderungen an die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz erfüllt werden. Sie haben keine eigenen Entscheidungsbefugnisse.

Die Genehmigungsbehörde des Landes beteiligt das Bundesumweltministerium im Rahmen der Bundesauftragsverwaltung. Bei der Wahrnehmung der Bundesaufsicht lässt dieses sich durch seine Beratungsgremien, die Reaktor-Sicherheitskommission und die Strahlenschutzkommission, sowie häufig durch die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit beraten und fachlich unterstützen und nimmt gegenüber der zuständigen Landesbehörde Stellung zum Projekt. Bei ihrer Entscheidungsfindung hat die Landesbehörde diese Stellungnahme zu berücksichtigen.

Öffentlichkeitsbeteiligung

Die Genehmigungsbehörde beteiligt die Öffentlichkeit an den Genehmigungsverfahren. Damit werden vor allem diejenigen Bürger geschützt, die von der geplanten Anlage betroffen sein können. Die Atomrechtliche Verfahrensverordnung [1A-10] enthält Regelungen über:

- die öffentliche Bekanntmachung des Vorhabens und öffentliche Auslegung der Antragsunterlagen an einer geeigneten Stelle in der Nähe des Standortes für einen Zeitraum von zwei Monaten, einschließlich der Aufforderung etwaige Einwendungen innerhalb der Auslegungsfrist vorzubringen,
- die Durchführung eines Erörterungstermins, auf dem die vorgebrachten Einwände zwischen Genehmigungsbehörde, Antragsteller und Einwendern besprochen werden können.

Die Genehmigungsbehörde würdigt die Einwendungen bei ihrer Entscheidungsfindung und stellt dies in der Genehmigungsbegründung dar.

Umweltverträglichkeitsprüfung

Die Erforderlichkeit einer Umweltverträglichkeitsprüfung bei Genehmigung von Errichtung, Betrieb und Stilllegung eines Kernkraftwerkes oder bei einer wesentlichen Veränderung der Anlage oder ihres Betriebes und der Ablauf der Umweltverträglichkeitsprüfung innerhalb des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens sind im Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-12] in Verbindung mit dem Atomgesetz und der darauf beruhenden Atomrechtlichen Verfahrensverordnung geregelt. Die zuständige Behörde führt anhand der atom- und strahlenschutzrechtlichen Anforderungen eine abschließende Bewertung der Umweltauswirkungen durch, die die Grundlage der Entscheidung über die Zulässigkeit des Vorhabens im Hinblick auf eine wirksame Umweltvorsorge ist.

Genehmigungsentscheidung

Die Antragsunterlagen, die Gutachten der beauftragten Sachverständigen, die Stellungnahme des Bundesumweltministeriums, die Stellungnahmen der beteiligten Behörden, die Erkenntnisse zu den im Erörterungstermin vorgebrachten Einwendungen aus der Öffentlichkeit bilden in ihrer Gesamtheit die Basis für die Entscheidung der Genehmigungsbehörde. Die Einhaltung der Verfahrensvorschriften gemäß der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung ist Voraussetzung für die Rechtmäßigkeit der Entscheidung. Gegen die Entscheidung der Genehmigungsbehörde kann vor Verwaltungsgerichten Klage erhoben werden.

7 (2iii) Behördliche Prüfung und Beurteilung (Aufsicht)

Während der gesamten Lebensdauer mit Einschluss der Errichtung und der Stilllegung unterliegen Kernkraftwerke nach Erteilung der erforderlichen Genehmigung einer kontinuierlichen staatlichen Aufsicht gemäß Atomgesetz und den zugehörigen

atomrechtlichen Verordnungen. Die Länder handeln auch bei der Aufsicht im Auftrag des Bundes (→ Kapitel 7 (2ii)), d. h. der Bund kann auch hier verbindliche Weisungen zu Sach- und Rechtsfragen in jedem Einzelfall erteilen. Wie im Genehmigungsverfahren lassen sich die Länder durch unabhängige Sachverständige unterstützen.

Oberstes Ziel der staatlichen Aufsicht über kerntechnische Anlagen ist wie bei der Genehmigung der Schutz der Bevölkerung und der in diesen Anlagen beschäftigten Personen vor den mit dem Betrieb der Anlage verbundenen Risiken.

Die Aufsichtsbehörde überwacht insbesondere:

- die Einhaltung der Bestimmungen, Auflagen und Nebenbestimmungen der Genehmigungsbescheide,
- die Einhaltung der Vorschriften des Atomgesetzes, der atomrechtlichen Verordnungen und sonstiger sicherheitstechnischer Regeln und Richtlinien und
- die Einhaltung der erlassenen aufsichtlichen Anordnungen.

Zur Gewährleistung der Sicherheit überwacht die Aufsichtsbehörde auch mit Hilfe ihrer Sachverständigen oder durch andere Behörden:

- die Einhaltung der Betriebsvorschriften,
- die Durchführung der wiederkehrenden Prüfungen sicherheitstechnisch relevanter Anlagenteile,
- die Auswertung besonderer Vorkommnisse,
- die Durchführung von Änderungen der Anlage oder ihres Betriebes,
- die Strahlenschutzüberwachung des Kernkraftwerkspersonals,
- die Strahlenschutzüberwachung der Umgebung, auch durch das betreiberunabhängige Fernüberwachungssystem für Kernkraftwerke,
- die Einhaltung der anlagenspezifisch genehmigten Grenzwerte bei der Ableitung von radioaktiven Stoffen,
- die Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter,
- die Zuverlässigkeit und Fachkunde und den Fachkundeerhalt der verantwortlichen Personen sowie den Kenntniserhalt der sonst tätigen Personen auf der Anlage,
- die Qualitätssicherungsmaßnahmen.

Die von der Aufsichtsbehörde zugezogenen Sachverständigen haben nach dem Atomgesetz jederzeit Zugang zur Anlage und sind berechtigt, notwendige Untersuchungen durchzuführen und Information zur Sache zu verlangen.

Die Betreiber der Kernkraftwerke müssen den Aufsichtsbehörden regelmäßig Betriebsberichte vorlegen. Darin sind enthalten Angaben zum Betriebsverlauf, zu Instandhaltungsmaßnahmen und Prüfungen, zum Strahlenschutz und zu radioaktiven Abfällen. Sicherheitstechnisch relevante und sicherungsrelevante Vorkommnisse sind den Behörden zu melden [1A-17]. Die Regelungen und Vorgehensweisen zu meldepflichtigen Ereignissen und deren Auswertung sind in Kapitel 19 (vi)-(vii) beschrieben.

7 (2iv) Durchsetzung von Vorschriften und Bestimmungen

Zur Durchsetzung der geltenden Vorschriften sind bei Verstößen Sanktionen im Strafgesetzbuch [1B-11], im Atomgesetz [1A-3] und in den atomrechtlichen Verordnungen vorgesehen.

Straftatbestände

Alle als Straftatbestände geltenden Regelverstöße sind im Strafgesetzbuch behandelt. Mit Freiheitsstrafen oder Geldstrafen wird bestraft, wer z. B.:

- eine Kernanlage ohne die hierfür erforderliche Genehmigung betreibt, innehat, verändert oder stilllegt,
- eine kerntechnische Anlage wissentlich fehlerhaft herstellt,
- mit Kernbrennstoffen ohne die erforderliche Genehmigung umgeht,
- ionisierende Strahlen freisetzt oder Kernspaltungsvorgänge veranlasst, die Leib und Leben anderer schädigen können,
- Kernbrennstoffe, radioaktive Stoffe oder geeignete Vorrichtungen zur Ausübung einer Straftat sich beschafft oder herstellt.

Ordnungswidrigkeiten

Im Atomgesetz und den zugehörigen Verordnungen sind Ordnungswidrigkeiten geregelt, die mit Bußgeldern gegen die handelnden Personen geahndet werden. Ordnungswidrig handelt, wer z. B.

- Kernanlagen ohne Genehmigung errichtet,
- einer behördlichen Anordnung oder Auflage zuwiderhandelt,
- ohne Genehmigung mit radioaktiven Stoffen umgeht,
- als verantwortliche Person nicht für die Einhaltung der Schutz- und Überwachungsvorschriften der Strahlenschutzverordnung sorgt.

Nach dem Atomgesetz und den zugehörigen Rechtsverordnungen sind die für den Umgang mit radioaktiven Stoffen, den Betrieb von Anlagen und für deren Beaufsichtigung verantwortlichen Personen zu benennen. Bei Ordnungswidrigkeiten können Bußgelder bis zu 50 000 € gegen diese Personen verhängt werden. Ein rechtswirksam verhängtes Bußgeld kann die als Genehmigungsvoraussetzung geforderte Zuverlässigkeit der verantwortlichen Personen in Frage stellen, so dass ein Austausch dieser verantwortlichen Personen nötig werden könnte (→ Kapitel 9).

Durchsetzung durch aufsichtliche Anordnungen, insbesondere in Eilfällen

Bei Nichtbeachtung der gesetzlichen Vorschriften oder der Bestimmungen des Genehmigungsbescheides oder bei möglicher Gefahr für Leben, Gesundheit und Sachgüter kann die zuständige atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde nach § 19 des Atomgesetzes anordnen,

- dass und welche Schutzmaßnahmen zu treffen sind,
- dass radioaktive Stoffe bei einer von ihr bestimmten Stelle aufzubewahren sind und
- dass der Umgang mit radioaktiven Stoffen, die Errichtung und der Betrieb von Anlagen unterbrochen oder einstweilig oder bei fehlender oder bei widerrufener Genehmigung endgültig eingestellt wird.

Durchsetzung durch Änderung oder Widerruf der Genehmigung

Unter bestimmten, in § 17 des Atomgesetzes geregelten Voraussetzungen kann die atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Auflagen zur Gewährleistung der Sicherheit nachträglich verfügen. Geht von einer kerntechnischen Anlage eine erhebliche

Gefährdung der Beschäftigten oder der Allgemeinheit aus und kann diese nicht durch geeignete Maßnahmen in angemessener Zeit beseitigt werden, muss die Genehmigungsbehörde die erteilte Genehmigung widerrufen. Ein Widerruf ist auch möglich, wenn Genehmigungsvoraussetzungen später wegfallen oder der Betreiber gegen Rechtsvorschriften oder behördliche Entscheidungen verstößt.

Erfahrungen

Aufgrund der intensiven staatlichen Aufsicht über Planung, Errichtung, Inbetriebnahme, Betrieb und Stilllegung von Kernanlagen (→ Kapitel 7 (2iii)) werden in Deutschland unzulässige Zustände in der Regel bereits im Vorfeld erkannt und deren Beseitigung gefordert und durchgesetzt, bevor es zu den gesetzlich möglichen Maßnahmen wie Auflagen, Anordnungen, Ordnungswidrigkeitsverfahren und Strafverfahren kommt.

Kapitel 7: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

- Die Änderung des Atomgesetzes bezüglich der Zweckbestimmung trat 2002 in Kraft.
- Eine Überarbeitung des übergeordneten kerntechnischen Regelwerkes durch das BMU ist eingeleitet worden.

Kapitel 7: Zukünftige Aktivitäten

- Im Rahmen seiner Aktualisierung des Regelwerks lässt das BMU derzeit einen Vergleich des nationalen kerntechnischen Regelwerkes mit IAEA Standards durchführen, um Möglichkeiten für Verbesserungen des geltenden deutschen Regelwerk oder der nationalen Sicherheitspraxis aufzuzeigen und bei der Aktualisierung des deutschen Regelwerks zu berücksichtigen.
- Die Beteiligung an der WENRA Arbeitsgruppe zur Schaffung einheitlicher Referenzniveaus für die Sicherheit der betriebenen Kernkraftwerke in der EU wird weitergeführt.

8 Staatliche Stelle

8 (1) Behörden, Gremien und Organisationen

Die Bundesrepublik Deutschland ist ein Bundesstaat. Der Vollzug der Bundesgesetze liegt in der Verantwortung der Gliedstaaten, der Länder, soweit nichts anderes bestimmt ist. Im Falle der zivilen Nutzung der Kernenergie, in dem es im Besonderen auf einen bundeseinheitlichen Gesetzesvollzug ankommt, ist angeordnet, dass die Länder die Gesetze im Auftrag des Bundes ausführen (Bundesauftragsverwaltung). Das heißt, die Länder unterliegen bei der Ausführung des Atomgesetzes und seiner Verordnungen der Aufsicht des Bundes über die Recht- und Zweckmäßigkeit ihres Handelns und sie sind den Weisungen des Bundes unterworfen (Artikel 85 Grundgesetz, § 24 Atomgesetz).

Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden für Kernanlagen sind Ministerien des Landes, in welchem der Standort der Anlage liegt (→ Kapitel 7 (2 ii) und (2 iii)). Bundesaufsichtsbehörde ist das BMU. Tabelle 8-1 führt die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder auf, in denen Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens liegen.

Tabelle 8-1 Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder für Kernanlagen im Sinne der Konvention

<i>Land</i>	<i>Kernkraftwerke</i>	<i>Genehmigungsbehörde</i>	<i>Aufsichtsbehörde</i>
Baden-Württemberg	Obrigheim Neckarwestheim 1 Neckarwestheim 2 Philippsburg 1 Philippsburg 2	Wirtschaftsministerium im Einvernehmen mit Ministerium für Umwelt und Verkehr und Innenministerium	Ministerium für Umwelt und Verkehr
Bayern	Isar 1 Isar 2 Grafenrheinfeld Gundremmingen B Gundremmingen C	Staatsministerium für Umwelt, Gesundheit und Verbraucherschutz im Einvernehmen mit Staatsministerium für Wirtschaft, Infrastruktur, Verkehr und Technologie	Staatsministerium für Umwelt, Gesundheit und Verbraucherschutz
Hessen	Biblis A Biblis B	Ministerium für Umwelt, ländlichen Raum und Verbraucherschutz	
Niedersachsen	Stade *) Unterweser Grohnde Emsland	Umweltministerium	
Rheinland-Pfalz	Mülheim-Kärlich *)	Ministerium für Umwelt und Forsten	
Schleswig-Holstein	Brunsbüttel Krümmel Brokdorf	Ministerium für Soziales, Gesundheit und Verbraucherschutz	

*) Stilllegungsantrag gestellt

Länderausschuss für Atomkernenergie

Die föderale Struktur der Bundesrepublik Deutschland erfordert im Interesse eines bundeseinheitlichen Vollzuges in allen Bereichen des Verwaltungsvollzuges sowie zur Vorbereitung von Änderungen von Rechts- und Verwaltungsvorschriften eine regelmäßige Abstimmung zwischen Bund und Ländern. Dies gilt – unbeschadet des Weisungsrechts der Bundesaufsicht im Einzelfall - auch für das in Bundesauftragsverwaltung vollzogene Atomrecht.

Für den generellen Abstimmungsbedarf besteht daher im Bereich des Atomrecht ein Bund-Länder-Ausschuss, der Länderausschuss für Atomkernenergie (LAA). In diesem Gremium sind das Bundesumweltministerium, welches den Vorsitz führt, und die zuständigen Landesministerien vertreten. Im Länderausschuss für Atomkernenergie werden alle interessierenden Fragen der Gesetzgebung und des generellen Gesetzesvollzuges, insbesondere Sicherheitsfragen, ausführlich erörtert. Das Gremium fasst seine Beschlüsse in der Regel einvernehmlich. Im Falle eines fachlichen oder rechtlichen Dissenses entscheidet außerhalb des LAA im Einzelfall die Bundesaufsicht. Der Länderausschuss für Atomkernenergie besteht aus dem Hauptausschuss sowie vier nachgeordneten Fachausschüssen für die Themen Recht, Reaktorsicherheit, Strahlenschutz sowie Brennstoffkreislauf. Die Fachausschüsse verfügen je nach Bedarf über ständige oder Ad-hoc-Arbeitskreise. Hauptausschuss, Fachausschüsse und die permanenten Arbeitskreise tagen mindestens zweimal jährlich, bei Bedarf häufiger.

Auf dem Feld der Gesetzgebung ist der LAA ein wichtiges Mittel zur frühzeitigen und umfassenden Beteiligung der Länder, welches die förmlichen Mitwirkungsrechte der Länder am Gesetzgebungsverfahren durch den Bundesrat ergänzt.

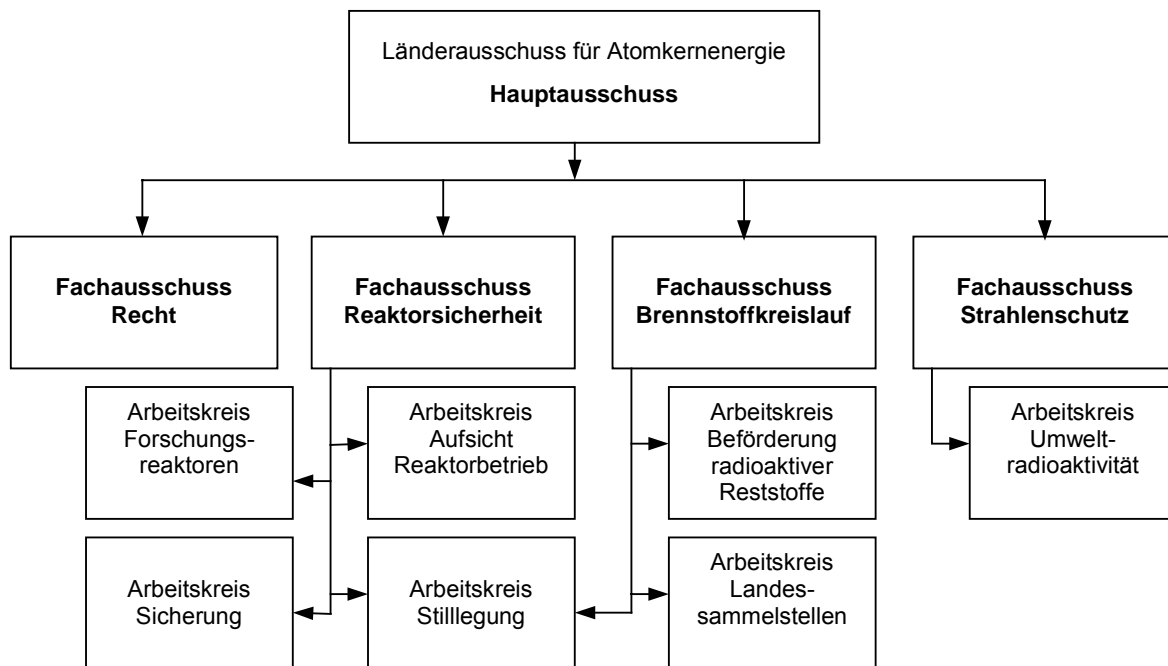


Abbildung 8-1 Länderausschuss für Atomkernenergie

Personal und Finanzierung

Der behördliche Personalaufwand für Genehmigung und Aufsicht ist nicht abstrakt zahlenmäßig festgelegt. Er ist konkret abhängig davon, ob und wie viele Kernkraftwerke in einem Bundesland der Genehmigung und Aufsicht unterliegen. Für die staatliche Aufsicht, insbesondere einschließlich Gutachtertätigkeit, ergibt sich ein Personaleinsatz von 30 - 40 Personenjahren pro Jahr und Kernkraftwerksblock. Die den Behörden zur Verfügung stehenden Mittel für eigenes Personal und für die Zuziehung von Sachverständigen werden vom Bundestag und den Landesparlamenten im jeweiligen Haushaltsplan festgesetzt; die projektspezifischen Kosten für Genehmigung und Aufsicht werden den Antragstellern und Genehmigungsinhabern in Rechnung gestellt.

Die Erteilung von Genehmigungen für Kernkraftwerke sowie die Aufsichtstätigkeiten der Länder sind kostenpflichtig, die Kosten werden vom Genehmigungsinhaber an die Staatskasse gezahlt. Für eine Errichtungs- und Betriebsgenehmigung eines Kernkraftwerkes sind insgesamt 2 Promille der Errichtungskosten zu zahlen. Eine genehmigungspflichtige Veränderung kostet zwischen 500 und 500 000 €. Die Kosten für die Aufsicht werden nach dem entstandenen Aufwand für einzelne Tätigkeiten abgerechnet und betragen zwischen 25 und 250 000 €. Die Vergütungen für die zugezogenen Sachverständigen werden als Auslagen ebenfalls durch den Antragsteller oder Genehmigungsinhaber erstattet.

Von der Bundesregierung werden aus dem Haushalt des BMU mit derzeit jährlich ca. 23 Millionen € die bundesaufsichtlichen Aktivitäten auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit finanziert, die für Erfahrungsauswertung, sicherheitstechnische Untersuchungen, Entwicklung fortgeschrittener Anforderungen an kerntechnische Einrichtungen und Bearbeitung von Sach- und Einzelfragen im Bereich Genehmigung und Aufsicht über Kernkraftwerke erforderlich sind. Weiterhin werden mit jährlich ca. 9 Millionen € Untersuchungen im Bereich Strahlenschutz finanziert. In diesen Beträgen sind Personalaufwendungen des BMU und des BfS nicht enthalten.

Die Bundesrepublik Deutschland beteiligt sich an den weltweiten Bemühungen zur Weiterentwicklung des Sicherheitsstandards von Kernkraftwerken durch eigene, unabhängige Forschung. Das Bundesministerium für Wirtschaft und Arbeit stellt derzeit jährlich ca. 16 Millionen € für Arbeiten zur Reaktorsicherheitsforschung bereit. Die Forschungsarbeiten betreffen unter anderem experimentelle oder analytische Untersuchungen zum Anlagenverhalten von Leichtwasserreaktoren bei Störfällen, zur Sicherheit druckführender Komponenten, zum Kernschmelzen und zum menschlichen Verhalten sowie zur zerstörungsfreien Früherkennung von Schädigungen bei schwer prüfbar Werkstoffen und die Entwicklung von Methoden für probabilistische Sicherheitsanalysen.

Kompetenzerhalt

Für die Restlaufzeit der Kernkraftwerke ist deren sicherer Betrieb zu gewährleisten. Hierzu ist eine effiziente und kompetente atomrechtliche Überwachung unbedingte Voraussetzung. Um dies auch weiterhin zu gewährleisten, sind von den zuständigen staatlichen Stellen in Deutschland die erforderlichen finanziellen Ressourcen, die fachliche Kompetenz des Personals, die Personalstärke sowie eine zweckmäßige und effiziente Organisation sicherzustellen.

Aufgrund der Gefahr eines Kompetenzverlustes im nuklearen Bereich unternimmt die Atomaufsicht des Bundes gemeinsam mit der Atomaufsicht der Länder Anstrengungen (z. B. Wissensmanagement, Nachwuchsförderung), um während der Restlaufzeit der deutschen Kernkraftwerke die erforderliche Kompetenz bei Betreibern, Sachverständigen und Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden zu erhalten.

Zum Kompetenzerhalt gehören auch Maßnahmen, das gesammelte Know-how in geeigneter Form weiterzugeben. Zur Erhaltung der sicherheitstechnischen Wissensbasis im Bereich der Kerntechnik wurde von den führenden deutschen Institutionen auf diesem Gebiet der Kompetenzverbund Kerntechnik gegründet (4 Forschungsinstitutionen und ihre Partneruniversitäten).

Für wichtige technische Bereiche sind die gewachsene Erfahrung sowie das Wissen aus speziellen Forschungs- und Entwicklungstätigkeiten als kodifizierte Anforderungen im kerntechnischen Regelwerk niedergelegt (z. B. KTA-Regeln). Für den Kompetenzerhalt ist es erforderlich, Zusammenhänge und Hintergründe zu den Regelwerksanforderungen zu vermitteln. Hierzu wurden fachspezifische Seminarreihen entwickelt, die für alle Interessenten offen sind. Diese Seminare zu den KTA-Regeln sollen auch in Zukunft regelmäßig stattfinden. Darüber hinaus beteiligen sich deutsche Stellen aktiv an der Entwicklung so genannter EUROCOURSES, die mit Unterstützung der Europäischen Union kerntechnisches Spezialwissen vermitteln. Beispiele hierfür sind die EUROCOURSES zur probabilistischen Sicherheitsanalyse und zur Integrität druckführender Komponenten.

Kompetenzerhalt bei Behörden und Gutachtern

Eine große Zahl erfahrener Mitarbeiter der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden ist in den letzten Jahren wegen Erreichens der Altersgrenze aus dem Berufsleben bereits ausgeschieden oder wird in den kommenden Jahren ausscheiden. Dieser Generationswechsel bedeutet für die atomrechtlichen Behörden einen erheblichen Aderlass an fachkundigem und erfahrenem Personal auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes. Die Situation wird dadurch weiter verschärft, dass im Zuge staatlicher Sparmaßnahmen frei werdende Stellen insbesondere bei der Bundesaufsicht häufig entweder ersatzlos gestrichen oder aber nur teilweise wieder besetzt werden. Nachwuchspersonal kann in diesen Fällen nicht im erforderlichen Umfang eingestellt und auch nicht rechtzeitig eingearbeitet werden. Allerdings haben auch einzelne Landesbehörden, nach entsprechenden Untersuchungen ihrer personellen Organisationsstrukturen, gezielte Personalverstärkungen vorgenommen.

Aus seiner Gesamtverantwortung für die Gewährleistung einer funktionsfähigen und qualifizierten behördlichen Genehmigungs- und Aufsichtsstruktur bei der Durchführung des Atomgesetzes und der Strahlenschutzverordnung hat das BMU mit Arbeiten an einem Konzept zum Kompetenzerhalt im Behördenbereich begonnen. Dieses Konzept verfolgt zwei Ziele:

- Durchführung einer Kompetenzverlustanalyse und
- Aufstellung und Umsetzung eines Aus- und Weiterbildungskonzepts.

Bei den Sachverständigenorganisationen gibt es hinsichtlich des Kompetenzerhalts ähnliche Verhältnisse wie bei den Behörden, d. h. dass im kerntechnischen Bereich mehr erfahrene Mitarbeiter aus Altersgründen ausscheiden als rechtzeitig durch neue Mitarbeiter ersetzt werden. Durch eine geeignete Personalstrategie lassen sich zwar verschiedene Probleme bewältigen; eine fundierte Ausbildung der neuen Mitarbeiter ist aber zwingend geboten. Aus diesem Grund hat der VdTÜV (Dachverband der technischen Überwachungsvereine einschließlich GRS) die Sachverständigenausbildung überarbeitet und beim TÜV-Nord ein Ausbildungszentrum für die Kerntechnik eingerichtet. Insofern stehen Ausbildungsangebote zur Verfügung, die im Rahmen der Ausbildungskonzepte der Sachverständigenorganisationen genutzt werden können. Weitere Ausbildungsangebote sind bei einzelnen Sachverständigenorganisationen (z. B. GRS) verfügbar. Bei der GRS wurde eine eigene Personalentwicklungskonzeption mit gezielten Neueinstellungen umgesetzt.

Informations- und Wissensmanagementsystem

Derzeit befindet sich beim BMU ein Informationsmanagementsystem im Aufbau. Dazu werden Sammlungen von Unterlagen und wichtigen Fachinformationen für atomrechtliche Behörden und Sachverständigenorganisationen gesichtet und elektronisch strukturiert zugänglich gemacht, dass der Bearbeiter sie unter weitgehendem Verzicht herkömmlicher Ablagen auf seinem Arbeitsplatz-PC auswerten kann. Ein zusätzlicher Schwerpunkt wird auf der zukünftigen internationalen Vernetzung liegen.

Sachverständige

Das Sachverständigenwesen hat in Deutschland eine lange Tradition. Die Anfänge liegen in den privaten Dampfkesselüberwachungsvereinen im 19. Jahrhundert, die durch Einführung von unabhängigen Überwachungen die Qualität, Sicherheit und Zuverlässigkeit solcher Anlagen verbessern halfen.

Bei ihrer Genehmigungs- und Aufsichtstätigkeit können die Landesministerien Gutachterorganisationen oder Einzelsachverständige zuziehen. In § 12 Atomgesetz sind die bei der Beauftragung von Sachverständigen zu berücksichtigenden Gesichtspunkte genannt:

- Ausbildung,
- berufliche Kenntnisse und Fähigkeiten,
- Zuverlässigkeit und
- Unparteilichkeit.

Weitere Konkretisierungen der Anforderungen enthalten Richtlinien [3-8, 3-34].

Mit der Einbeziehung von Sachverständigen wird eine vom Antragsteller unabhängige Beurteilung der sicherheitstechnischen Sachverhalte vorgenommen. Die Sachverständigen nehmen dazu eigene Prüfungen und Berechnungen vor mit vorzugsweise anderen Methoden und Rechenprogrammen als der Antragsteller. Die an den abgegebenen Gutachten beteiligten Personen unterliegen keiner fachlichen Weisung, sie werden der beauftragenden Behörde namentlich genannt. Die Behörden sind in ihren Entscheidungen nicht an die Beurteilung der Sachverständigen gebunden. Für seine bundesaufsichtlichen Aktivitäten zieht das Bundesumweltministerium in gleicher Weise bei Bedarf Sachverständige aus dem In- und Ausland zu.

Bundesamt für Strahlenschutz

Das Bundesumweltministerium wird bei der Wahrnehmung der Bundesaufsicht über die Landesministerien durch das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) unterstützt auf den Gebieten der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Es wurde 1989 als nachgeordnete Behörde des BMU gegründet und hat u. a. folgende Aufgaben:

- staatliche Verwahrung von Kernbrennstoffen,
- Errichtung und Betrieb von Endlagern,
- Genehmigung der Aufbewahrung von Kernbrennstoffen,
- Genehmigung der Beförderung von Kernbrennstoffen und Großquellen,
- Führung eines Registers über die Strahlenexposition beruflich strahlenexponierter Personen,
- Ermittlung von Referenzwerten für die medizinische Diagnostik,
- Unterstützung in Fragen der kerntechnischen Sicherheit,

- Dokumentation meldepflichtiger Ereignisse in kerntechnischen Anlagen und
- Erfassung und Bekanntmachung der Reststrommengen.

Reaktor-Sicherheitskommission, Strahlenschutzkommission

Weiterhin wird das Bundesumweltministerium von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission (SSK) beraten. Die Reaktor-Sicherheitskommission wurde 1958 gebildet, die Strahlenschutzkommission 1974. In den Kommissionen müssen Unabhängigkeit, Qualifikation und Widerspiegelung des technisch-wissenschaftlichen Meinungsspektrums gewährleistet sein, die Mitglieder sind durch Satzungen zur neutralen und wissenschaftlich nachvollziehbaren Meinungsäußerung verpflichtet. Derzeit bestehen die Kommissionen aus 15 bzw. 16 Mitgliedern verschiedener Fachrichtungen. Die Mitglieder werden vom BMU berufen. Der Schwerpunkt ihrer Tätigkeit liegt vor allem in der Beratung von Fragen grundlegender Bedeutung sowie in der Initiierung weiterführender sicherheitstechnischer Entwicklungen. Die Beratungsergebnisse der Kommissionen werden in allgemeinen Empfehlungen und einzelfallbezogenen Stellungnahmen gefasst und veröffentlicht.

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) ist eine zentrale Gutachterorganisation. Sie betreibt, vorwiegend im Auftrag des Bundes, wissenschaftliche Forschung auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und unterstützt das Bundesumweltministerium in Fachfragen. In begrenztem Maße wird die GRS auch im Auftrag der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder tätig.

Der Kerntechnische Ausschuss

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) wurde 1972 gebildet beim - damals zuständigen - Bundesinnenministerium und setzt sich aus den fünf Fraktionen der Hersteller, der Betreiber, der Behörden des Bundes und der Länder, der Gutachter und der Vertreter öffentlicher Belange - z. B. der Gewerkschaften, des Arbeitsschutzes und der Haftpflichtversicherer - zusammen. Nach seiner Satzung formuliert er detaillierte Regelungen (→ Kapitel 7 (2i)), wenn „sich auf Grund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und der Behörden abzeichnet.“ Die Regelungen werden in Unterausschüssen und Arbeitsgremien von Fachleuten erarbeitet und vom KTA verabschiedet. Die fünf Fraktionen sind gleich stark mit jeweils 10 Stimmen vertreten. Eine Regel wird nur verabschiedet, wenn 5/6 der Mitglieder dem zustimmen. Keine geschlossen stimmende Fraktion kann somit überstimmt werden.

8 (2) Aufgabentrennung bei Überwachung und Nutzung der Kernenergie

Im Rahmen der ersten Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit wurde von verschiedenen Vertragsstaaten die Einhaltung der im Übereinkommen geforderten organisatorischen Trennung der deutschen atomrechtlichen Behörden kritisch hinterfragt. Im Vordergrund stand dabei die Frage, inwieweit die Erfüllung des Artikel 8 (2) des Übereinkommens dadurch berührt sei, dass die Aufgabenwahrnehmung für die

Bereiche der Kernenergieaufsicht und der Energiewirtschaftsförderung teilweise innerhalb einer Behörde verankert seien.

Die Bundesregierung hat deshalb diese Frage aufgegriffen und stellt die Ergebnisse im Folgenden ausführlich dar. Zusammenfassend wird bestätigt, dass Institutionen, die sich mit der Nutzung oder Förderung der Kernenergie befassen, und Institutionen die für die Genehmigung und Aufsicht über Kernkraftwerke zuständig sind, in Deutschland die notwendige rechtliche und organisatorische Trennung aufweisen.

Anforderungen der Konvention

Artikel 8 (2) des Übereinkommens enthält eine materielle Schutzvorschrift, die die organisatorisch-strukturelle Trennung der Genehmigungs- und Aufsichtstätigkeit des Staates von dessen Förderungstätigkeit fordert. Die für die staatliche Organisation der Aufgabenwahrnehmung hieraus erwachsenen Konsequenzen lassen sich mit Blick auf den Zweck der Regelung sowie die Tatsache bestimmen, dass der Trennungsgrundsatz aufgrund der in den Vertragsstaaten zum Teil sehr unterschiedlich ausgestalteten nationalen Rechtssysteme offen formuliert ist.

Das Übereinkommen über nukleare Sicherheit dient der Wahrung und Entwicklung des Sicherheitsniveaus von Kernanlagen. In diesem Zusammenhang soll die durch Artikel 8 (2) des Übereinkommens geforderte wirksame Trennung eine von Förderungsinteressen unbeeinflusste Überwachung von Kernanlagen gewährleisten.

Die angesprochene Tätigkeit der Genehmigung und Aufsicht durch staatliche Stellen nimmt notwendig hoheitliche Befugnisse gegenüber den Betreibern in Anspruch. In einem demokratischen Rechtsstaat, wie der Bundesrepublik Deutschland, bedarf die Ausübung staatlicher Gewalt der Legitimation durch den Souverän, das Volk. Entsprechend den aus Artikel 20 (2) des Grundgesetzes folgenden verfassungsrechtlichen Vorgaben wird diese Legitimation durch die Letztverantwortlichkeit der jeweiligen politischen Entscheidungsträger vermittelt.

Verwirklichung in Deutschland

In rechtlicher Hinsicht ist darauf hinzuweisen, dass die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden - sowohl auf Bundes- als auch auf Landesebene - staatliche Verwaltungsstellen sind. Von Verfassung wegen sind diese Stellen daran gebunden (Artikel 20 (3) des Grundgesetzes), nach Recht und Gesetz zu handeln. Dabei steht die Verpflichtung aus dem Atomgesetz im Vordergrund, die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage auf Grundlage des Standes von Wissenschaft und Technik im kerntechnischen Bereich zu gewährleisten. Der früher in § 1 des Atomgesetzes genannte Zweck der Förderung der friedlichen Nutzung der Kernenergie ist zudem durch die Novellierung des Gesetzes weggefallen.

In organisatorischer Hinsicht ist zwischen der auf Länderebene angesiedelten Tätigkeit der zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie der dem Bund zustehenden Aufsichts- und Weisungsrechte zu unterscheiden. Teilweise sind in den Ländern, parallel zur Situation auf Bundesebene, für Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen einerseits, sowie der Förderung und Nutzung der Kernenergie andererseits unterschiedliche Ministerien verantwortlich. Soweit die Aufgabenerfüllung der Bereiche Kernenergieaufsicht und Energiewirtschaftsförderung innerhalb eines Ministeriums verankert sind, wird die Trennung durch die Zuständigkeit jeweils eigenständiger Organisationseinheiten

gewährleistet. Zur Unterstützung der staatlichen Verwaltungsstellen kann in Fachfragen auf - privatrechtlich organisierte - Sachverständige zurückgegriffen werden, die ihrerseits zu einer unparteiischen und qualifizierten Aussage verpflichtet sind (→ Kapitel 7 (2ii) und (2iii) und Kapitel 8 (1)).

Für das aus den Artikeln 85 (3) und 87 c des Grundgesetzes folgende Weisungsrecht des Bundes in Fragen der Genehmigung und Aufsicht von Kernanlagen ist das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit zuständig, das seinerseits keine Aufgaben hinsichtlich der Nutzung und Förderung der Kernenergie wahrnimmt.

Auch andere Stellen der Bundesregierung fördern die Kernenergienutzung nicht. Die Politik der Bundesregierung ist vielmehr darauf gerichtet, die Kernenergienutzung geordnet zu beenden. Auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung wurden daher Untersuchungen zu neuen Reaktorlinien beendet. Die Mittel für die Verbesserung der sicherheitstechnischen Kenntnisse und die Weiterentwicklung der Methoden zur Sicherheitsbewertung sollen allmählich zur Erforschung alternativer Energien hin verlagert werden.

Gegenüber den genannten staatlichen Stellen sind die Betreiber von Kernkraftwerken - als Nutzer und gegebenenfalls Förderer der Kernenergie - privatrechtliche Wirtschaftsunternehmen. Diese sind entweder selber Stromversorgungsunternehmen oder haben überwiegend Gesellschafter aus den Reihen der deutschen Stromversorgungsunternehmen. Diese Gesellschafter sind ihrerseits privatrechtlich organisierte Unternehmen, in der Regel Aktiengesellschaften (→ Kapitel 11 (1)) ohne Einfluss auf das sicherheitsgerichtete Handeln der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden.

Auch bei den Verhandlungen zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen über den Atomausstieg hat die Bundesregierung von vorne herein klargestellt, dass es keine Abstriche bei der Sicherheit geben kann.

Im Ergebnis ist daher fest zu stellen, dass die staatliche Organisation in Deutschland die Anforderungen von Artikel 8 (2) des Übereinkommens erfüllt.

Unabhängigkeit der atomrechtlichen Behörden

Artikel 8 (2) des Übereinkommens verpflichtet die Vertragsstaaten, eine wirksame Trennung der Aufgaben der staatlichen Stellen von denjenigen anderen Stellen oder Organisationen, die mit der Förderung oder Nutzung von Kernenergie befasst sind, sicherzustellen. Wie oben dargelegt, entspricht die derzeitige Organisation der deutschen Atomaufsicht (→ Kapitel 7) in Form der Bundesauftragsverwaltung diesen völkerrechtlichen Anforderungen.

Über die völkerrechtliche Verpflichtung aus Artikel 8 (2) hinaus, hat das BMU untersucht, ob und ggf. inwieweit die derzeitige Atomverwaltung auch unter dem Blickwinkel der Unabhängigkeit optimiert werden kann.

Nach dem Ergebnis dieser Untersuchung ist die Unabhängigkeit der Atomaufsicht kein Selbstzweck, sondern nur in dem Maße zu fordern, in dem durch sie die Maßgeblichkeit sachkundiger Beurteilung gefördert, die Atomaufsicht effektiver und dadurch letztlich die Möglichkeit von nicht in vollem Umfang sicherheitsgerichteter Entscheidungen vermindert wird.

Kapitel 8: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

- Zur Selbstüberprüfung der Atomaufsicht des Bundes anhand des IRRT-Fragenkataloges der IAEA wurde ein Arbeitsprogramm beschlossen. Schwerpunkte sind zunächst die Erstellung der Referenzmaterialien und die Beantwortung des Fragekatalogs innerhalb der Bundesaufsicht. Die Ergebnisse werden BMU-intern bewertet. Danach wird entschieden, ob und inwieweit Bundesländer einbezogen werden sollen.
- Das BMU hat die Frage untersucht, ob und gegebenenfalls inwieweit die derzeitige Atomverwaltung unter dem Blickwinkel einer größeren Unabhängigkeit optimiert werden kann.
- Im BMU entsteht derzeit ein Qualitätsmanagementsystem. Im Vordergrund steht dabei die organisatorische Erfassung, Analyse und Optimierung der Prozesse der für Reaktorsicherheit, Strahlenschutz und nukleare Ver- und Entsorgung zuständigen Abteilung. Damit wird zugleich ein Beitrag zum Wissensmanagement hinsichtlich relevanter Arbeitsprozesse erbracht. In verschiedenen atomrechtlichen Behörden der Länder sind Organisationsüberprüfungen im Gange, bzw. in Vorbereitung. Das BMU erarbeitet zurzeit ein Konzept zum Kompetenzerhalt im Behördenbereich. Dieses besteht einerseits aus einer Kompetenzverlustanalyse und der Aufstellung und Umsetzung eines Aus- und Weiterbildungskonzepts, insbesondere im Hinblick auf die begrenzten Laufzeiten der deutschen Kernkraftwerke.

Kapitel 8: Zukünftige Aktivitäten

- Die Ergebnisse der Untersuchungen des BMU zur Unabhängigkeit werden in die Planungen zu einer grundlegenden Reform der Atomverwaltung einfließen.

9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers

Die primäre Verantwortung für die Sicherheit eines Kernkraftwerks liegt beim Genehmigungsinhaber. Diesem darf die Genehmigung nur erteilt werden, wenn er die in Kapitel 7 (2ii) aufgeführten Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt. Eine dieser Voraussetzungen ist, dass die verantwortlichen Personen zuverlässig sind. Sie müssen auch die erforderliche Fachkunde nachweisen. Damit sind die Voraussetzungen für eine verantwortliche Ausübung der Genehmigung geschaffen.

Der Verantwortliche bei Kapitalgesellschaften mit mehreren vertretungsberechtigten Vorstandsmitgliedern wird der Behörde benannt. Dieser Verantwortliche hat auch für eine funktionsfähige Organisation und fachkundiges Personal im Kernkraftwerk einzustehen. Der übrige verantwortliche Personenkreis ist in einer speziellen Fachkunderichtlinie [3-2] konkretisiert:

- Der Leiter der Anlage trägt die Verantwortung für den sichereren Betrieb der gesamten Anlage, insbesondere für die Einhaltung der Bestimmungen des Atomrechts und der Genehmigungen. Er ist weisungsbefugt gegenüber den Fach- oder Teilbereichsleitern.
- Die Fach- oder Teilbereichsleiter tragen für ihren technischen Bereich die Verantwortung und sind weisungsbefugt gegenüber den Mitarbeitern.
- Das verantwortliche Schichtpersonal aus Schichtleitern, Schichtleitervertretern und Reaktorfahrern hat die Aufgabe, im Rahmen der bestehenden Betriebsanweisungen und des vorgesehenen Fahrplanes bei bestimmungsgemäßigem Betrieb die Anlage zu bedienen und bei Störfällen entsprechend zu handeln ("unmittelbarer Betriebsablauf").

Ein Eingriff des Leiters der Anlage oder der Fach- oder Teilbereichsleiter in den unmittelbaren Betriebsablauf erfolgt nur in begründeten Ausnahmefällen. Außerhalb der normalen Tagesarbeitszeit trägt der Schichtleiter in Vertretung für den Leiter der Anlage die Verantwortung für den sicheren Betrieb des Kernkraftwerks. Für die Schichtleiter sowie deren Vertreter und die Reaktorfahrer sind Fachkundeprüfungen und die behördliche Lizenzierung vorgeschrieben (→ Kapitel 11 (2)).

Der Inhaber einer Genehmigung ist als so genannter Strahlenschutzverantwortlicher zugleich für den Gesamtbereich des Strahlenschutzes verantwortlich (→ Kapitel 15). Für die fachliche Tätigkeit und die Beaufsichtigung des Betriebes sind zusätzlich Strahlenschutzbeauftragte zu benennen. Diese sorgen gemeinsam mit dem Strahlenschutzverantwortlichen für die ordnungsgemäße Einhaltung aller Schutz- und Überwachungsvorschriften der Strahlenschutzverordnung (→ Kapitel 15). Die Strahlenschutzbeauftragten dürfen bei der Erfüllung ihrer Pflichten nicht behindert oder wegen ihrer Tätigkeit benachteiligt werden.

Für die speziellen Belange der kerntechnischen Sicherheit wurde als weitere Instanz innerhalb der Betriebsorganisation der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte geschaffen [1A-17]. Dieser überwacht unabhängig von den unternehmerischen Anforderungen eines wirtschaftlichen Anlagenbetriebes die Belange der kerntechnischen Sicherheit in allen Betriebsbereichen. Er wirkt bei allen Änderungsmaßnahmen mit, beurteilt die meldepflichtigen Ereignisse (→ Kapitel 19 (vi)) und die Betriebsauswertung und hat jederzeit Vortragsrecht bei dem Leiter der Anlage.

Sowohl die Strahlenschutzbeauftragten als auch der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte üben ihre Tätigkeiten unabhängig von der Unternehmenshierarchie aus.

Weitere Personen mit herausgehobener Stellung und besonderen Funktionen für die Anlagensicherheit und mit Vortragsrecht beim Leiter der Anlage sind nach der Fachkunderichtlinie [3-2]:

- der Ausbildungsleiter,
- der Leiter der Qualitätssicherungsüberwachung und
- der Objektsicherungsbeauftragte.

Die Struktur der Betriebsorganisation liegt - unter Berücksichtigung der Vorgaben über die oben genannten verantwortlichen Personen und ihrer Aufgaben und von Regelungen aus dem Bereich der Qualitätssicherung (→ Kapitel 7 (2i), KTA-Regeln) - im Ermessen des Betreibers. Der Organisationsplan des Kernkraftwerkes mit Verteilung der Aufgaben und Benennung der verantwortlichen Personen ist der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde vorzulegen; auch Änderungen am Organisationsplan und Neubesetzung bei verantwortlichem Personal bedürfen der Zustimmung der zuständigen atomrechtlichen Behörde.

Alle Durchsetzungsmaßnahmen der zuständigen Behörden richten sich zunächst an den Inhaber der Genehmigung mit dem Ziel, dass die verantwortlichen Personen ihren Verpflichtungen persönlich nachkommen. Ist dies nicht der Fall, kann die Behörde die als Genehmigungsvoraussetzung erforderliche Zuverlässigkeit dieser Personen in Frage stellen. Folgerichtig richten sich dann insbesondere Ordnungswidrigkeits- und Strafverfahren bei Regelverstößen gegen einzelne Personen (→ Kapitel 7 (2iv)).

10 Vorrang der Sicherheit

Der Schutz von Bevölkerung und Sachgütern vor den Gefahren der Kernenergie und ionisierender Strahlung ist der zentrale Zweck des deutschen Atomgesetzes. Daraus wird die Forderung nach der Gewährleistung der kerntechnischen Sicherheit abgeleitet, die bei der Anwendung stets zu berücksichtigen ist. Bereits 1972 hat das Bundesverwaltungsgericht als oberstes deutsches Verwaltungsgericht entschieden, dass die kerntechnische Sicherheit Vorrang vor den übrigen Gesetzeszwecken hat. Dieses Urteil wurde in ständiger Rechtsprechung bestätigt. Konkretisiert wird dieser Grundsatz in § 7 des Atomgesetzes, nach dem eine Genehmigung zur Errichtung, Betrieb oder Änderung eines Kernkraftwerkes nur erteilt werden darf, wenn die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist (Vorsorgeaspekt).

Bei Abfassung der atomrechtlichen Verordnungen wie auch der Allgemeinen Verwaltungsvorschriften, Regeln und Richtlinien für Auslegung, Bau und Betrieb von Kernkraftwerken (→ Kapitel 7 (1)), in denen die Anforderungen an die technische Realisierung festgeschrieben sind, stand dieser Vorsorgeaspekt stets im Vordergrund. Auch bei der Weiterentwicklung der Anforderungen zur nuklearen Sicherheit ist dem Vorsorgeaspekt Rechnung zu tragen.

Wesentliches Element für die Umsetzung des Sicherheitsvorrangs in der Praxis ist nach wie vor die primäre Verantwortung der Betreiber für die kerntechnische Sicherheit (→ Kapitel 9). Dabei muss das Sicherheitsmanagement alle Maßnahmen umfassen, die zur Gewährleistung eines ausreichenden Sicherheitsniveaus erforderlich sind und es muss absehbaren neuen Herausforderungen vorausschauend begegnen.

Mit der am 11. Juni 2001 unterzeichneten Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 werden die Rahmenbedingungen für die Umsetzung der Entscheidung der Bundesregierung definiert, die Stromerzeugung aus Kernenergie geordnet zu beenden. Kernpunkt der Vereinbarung ist die Übereinkunft, die Nutzung der bestehenden Kernkraftwerke durch die Begrenzung der Produktion von Strommengen zu befristen, wobei von einer Gesamtlaufzeit von 32 Jahren ausgegangen wurde. Diese Randbedingungen wurden mit der Atomgesetznovellierung 2002 verbindlich umgesetzt. Damit sind neue Herausforderungen an Erhalt und Weiterentwicklung der technischen Sicherheit und der Sicherheitskultur verbunden. Während der Restlaufzeiten ist der von Recht und Gesetz geforderte hohe Sicherheitsstandard weiter zu gewährleisten, Abstriche am Sicherheitsniveau sind nicht zulässig. Insbesondere

- dürfen ökonomische Zwänge nicht zu Einschränkungen der Sicherheitsvorkehrungen oder zu einem Verzicht auf sicherheitstechnischen Nachrüstungen führen
- muss die sicherheitstechnische Kompetenz so lange erhalten bleiben, wie dies für den sicheren Betrieb während der Restlaufzeit erforderlich ist.

Die Bundesregierung ist sich dieser Herausforderungen bewusst, die zusätzlich zu den Herausforderungen aus der Deregulierung der Energiemärkte bewältigt werden müssen. Dabei wird die Bundesregierung dafür Sorge tragen, dass es auf keinen Fall zu Abstrichen am Sicherheitsniveau kommt, sondern dass auch weiterhin dem Grundsatz "Sicherheit hat Vorrang" nachdrücklich Geltung verschafft wird.

Organisation, Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagement

In allen Kernkraftwerken sind Aufgaben und Verantwortung des Personals in der personellen Betriebsorganisation festgelegt, die Teil der Sicherheitsspezifikation ist (→ Kapitel 19 (iii)). Die Funktionen Betrieb, Instandhaltung und Strahlenschutz sind organisatorisch voneinander getrennt. Das Führungskonzept baut auf Fachwissen, Verständnis für die sicherheitstechnischen Zusammenhänge, Schaffung guter Arbeitsbedingungen und Verantwortung für die Sicherheit auf (→ Kapitel 9). Im Auftrag des BMU sind Untersuchungen zu Kernkompetenzen für nicht delegierbare Aufgaben sicherheitsrelevanter Arbeitsprozesse durchgeführt worden. Die Anforderungen an die Personalkapazität und Personalqualifikation zur Gewährleistung des sicheren Betriebes von Kernkraftwerken wurden aus den Arbeitsprozessen ermittelt. Im Ergebnis ist festzustellen, dass im Bereich der Personalkapazität und -qualifikation keine gravierenden Defizite festzustellen sind.

Die Betreiber haben in ihrem Positionspapier zur Sicherheitskultur in deutschen Kernkraftwerken Grundsätze sicherheitsbewussten Denkens, Handelns und Kommunizierens beschrieben. Es soll zum einheitlichen Verständnis des Begriffes Sicherheitskultur beitragen und enthält gleichzeitig einen Katalog von Merkmalen zur kraftwerksinternen Bewertung der Sicherheitskultur.

Die Betreiber haben ein Selbstbeurteilungsprogramm in Zusammenarbeit mit einem unabhängigen Gutachter entwickelt und eingeführt, das den Status der Betriebsführung und der Sicherheitskultur in den deutschen Anlagen erfasst. Verbesserungspotentiale und Schwachstellen im Sicherheitsmanagement und im allgemeinen Verhalten der Mitarbeiter sollen identifiziert werden. Regelmäßige Wiederholungen lassen Trends erkennen. Darüber hinaus entwickelt ein Betreiber derzeit ein Prozess-Monitoringsystem, in dem zum einen alle sicherheitsrelevanten Prozesse identifiziert und beschrieben, zum anderen Indikatoren zur Bewertung dieser Prozesse abgeleitet werden.

Das BMU hat in Reaktion auf mehrere Ereignisse in den deutschen Kernkraftwerken mit Schwächen im personell-organisatorischen Bereich zur Bestandsaufnahme der Sicherheitsmanagementsysteme der Betreiber und der gelebten Praxis in den Anlagen einen Fragenkatalog erstellt. In diesem wurde das einschlägige IAEA-Regelwerk berücksichtigt. Die Fragen behandeln die übergeordneten Aufgabenfelder

- Sicherheitspolitik und Sicherheitsziele,
- sicherheitsgerichtete Organisation,
- Regelungen und Instrumente zur Planung und Durchführung sicherheitsrelevanter Aufgaben,
- Überwachung und Überprüfung der Erledigung von Sicherheitsaufgaben,
- Auditierung sowie
- Reviews und Erfahrungsrückfluss.

Aus den Antworten der Betreiber ergibt sich, dass in den deutschen Kernkraftwerken zwar Elemente des Sicherheitsmanagements vorhanden sind aber kein durchgehendes Sicherheitsmanagementsystem etabliert ist.

Im Auftrag des BMU sind Grundlagen für das Sicherheitsmanagement in Kernkraftwerken erarbeitet worden, die auf Anforderungen des deutschen kerntechnischen Regelwerkes, der ISO-Regelungen zum Qualitätsmanagement sowie Regeln der IAEA basieren.

Die deutschen Kernkraftwerksbetreiber haben sich aufgrund nachdrücklicher Forderungen der Aufsichtsbehörden verpflichtet, ein Konzept für ein umfassendes Sicherheitsmanagementsystem zu erarbeiten. Mit diesem Sicherheitsmanagementsystem sollen nicht

nur Abweichungen von Grenzwerten oder anderen spezifizierten sicherheitstechnischen Anforderungen der Genehmigung frühzeitig erkannt werden, sondern auch bei Hinweisen auf Zweifel an der Beherrschung von Auslegungsfällen die Aufsichtsbehörden informiert und sicherheitsgerichtete Gegenmaßnahmen ergriffen werden (→ Kapitel 19 (vii)).

Kapitel 10: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

- Die „Grundlagen für Sicherheitsmanagementsysteme“ in Kernkraftwerken sind veröffentlicht. Die VGB hat ein Selbstbewertungssystem zur Sicherheitskultur in Kernkraftwerken vorgelegt, das von den Betreibern der Kernkraftwerke angewendet wird.

Kapitel 10: Zukünftige Aktivitäten

- Vollständige Einführung von prozessorientierten Sicherheitsmanagementsystemen gemäß BMU-Grundlagen einschließlich Indikatoren.
- Das BMU wird die Betreiber im Rahmen des Sicherheitsmanagementsystems verpflichten
 - die zuständige Aufsichtsbehörde unverzüglich über Erkenntnisse zu informieren, dass der Nachweis der Störfallbeherrschung in Frage gestellt sein könnte,
 - den Anlagenbetrieb vorübergehend einzustellen, wenn die erforderliche Störfallbeherrschung nicht kurzfristig nachgewiesen werden kann und
 - einen Arbeitsplan für Untersuchungen und Nachrüstungen vorzulegen.

11 Finanzmittel und Personal

11 (1) Finanzmittel

Aufwendungen der Genehmigungsinhaber

Alle in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke werden von privaten Kapitalgesellschaften geführt. Die Bereitstellung der Finanzmittel erfolgt durch die Kapitalgeber aus den Verkaufserlösen der Stromproduktion. Neben der Anpassung der Anlagensicherheit beinhalten die Aufwendungen auch Investitionen in die betriebliche Zuverlässigkeit und die Wirtschaftlichkeit der Anlagen. Die Finanzierung erfolgt im Allgemeinen auf der Grundlage von Wirtschaftsplänen, in denen die jeweils notwendigen Mittel für die vorgesehenen Maßnahmen des Folgejahres aufgelistet sind. Bei größeren Nachrüstungen, die sich über mehrere Jahre erstrecken, werden projektbezogene Ablaufpläne erstellt, welche die notwendigen Finanzmittel über die Laufzeit verteilt enthalten. Die Genehmigung von Projekten durch die Geschäftsführungen oder die Aufsichtsgremien erstreckt sich immer auch auf die benötigten Finanzmittel.

Die Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber (VGB PowerTech), dem auch die Betreiber der Kernkraftwerke in Deutschland und einiger ausländischer Kernkraftwerke angehören, wendet ca. 2,5 Millionen € jährlich für Erfahrungsauswertung und Erfahrungsrückfluss (→ Kapitel 19 (vii)) auf. In den letzten 10 Jahren wurden darüber hinaus von der VGB über 300 Forschungsvorhaben finanziert, von denen rund $\frac{3}{4}$ unmittelbare Projekte zur Verbesserung der Sicherheit der Anlagen mit einem Gesamtaufwand von etwa 60 Millionen € waren.

Um die Folgekosten des Kernkraftwerksbetriebes zu tragen, sind die Betreiber nach Handelsrecht verpflichtet, Rückstellungen für die Stilllegung und Beseitigung der Anlagen sowie für die Entsorgung und Endlagerung der radioaktiven Stoffe einschließlich der abgebrannten Brennelemente zu bilden. Diese Rückstellungen sind steuerfrei. Bislang wurden Rückstellungen in Höhe von ca. 35 Milliarden € gebildet. Auf Grund der 1999 geänderten steuerrechtlichen Regelungen musste ein Teil dieser Rückstellungen nachträglich aufgelöst werden, vor allem weil nunmehr die Mittel mit einem Zinssatz von 5,5 % auf den prognostizierten Verwendungszeitpunkt abzuzinsen sind. Art und Höhe der Rückstellungen werden von unabhängigen Wirtschaftsprüfern und von der Finanzverwaltung kontrolliert.

11 (2) Personal und Personalqualifikation

Die in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke verfügen über Betriebspersonal mit langjähriger praktischer Erfahrung im Kernkraftwerksbetrieb. In den Einzelblockanlagen sind ca. 300 Mitarbeiter und bei den Doppelblockanlagen ca. 500 Mitarbeiter tätig. Darüber hinaus ist Personal für Projektmanagement, Projektplanung, Genehmigungsverfahren und technische Unterstützung zum Teil auch in den Hauptverwaltungen der Betreiberunternehmen beschäftigt. Neben dem Eigenpersonal wird in den deutschen Kernkraftwerken in großem Umfang Personal von Fremdfirmen eingesetzt, insbesondere für Instandhaltungsaufgaben im Rahmen der Jahresrevisionen, bei Brennelementwechsel und bei Anlagenänderungen. Darin eingeschlossen ist auch Personal der Hersteller von Kernkraftwerken und andere externe Spezialisten für besondere Aufgaben, z. B. für vertraglich vereinbarte Instandhaltung und Prüfung bestimmter Komponenten.

Vorschriften zur Personalqualifikation

In § 7 des Atomgesetzes [1A-3] ist als Genehmigungsvoraussetzung festgelegt, dass die Genehmigung zur Errichtung und zum Betrieb eines Kernkraftwerks nur erteilt werden darf, wenn die für Errichtung und Betrieb verantwortlichen Personen die erforderliche Fachkunde besitzen. Ebenso müssen auch die beim Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen die notwendigen Kenntnisse über den sicheren Betrieb der Anlage, die möglichen Gefahren und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen besitzen. Weiterhin dürfen keine Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Personals bestehen. Allen Genehmigungsanträgen für Errichtung, Betrieb oder wesentliche Veränderung sind somit die entsprechenden Nachweise über die Fachkunde der verantwortlichen Personen und die notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen beizufügen [1A-10]. Die Zuverlässigkeit wird unmittelbar durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde nach den Vorgaben der Verordnung [1A-19] überprüft. Im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht (→ Kapitel 7 (2iii)) werden die Fachkundenachweise und die regelmäßigen Schulungsmaßnahmen zum Erhalt der Fachkunde sowie zur Gewährleistung der notwendigen Kenntnisse überprüft.

Die Anforderungen für die Qualifikation und die fachspezifischen Kenntnisse des Personals sind in den Richtlinien zur Fachkunde [3-2] und [3-27] festgelegt. Die dort genannten Eingangsqualifikationen bauen auf der beruflichen Ausbildung und Qualifikation des technischen Personals auf.

Das öffentliche Berufsbildungssystem in Deutschland schafft die notwendigen Voraussetzungen dafür, dass die Betreiber von Kernkraftwerken Facharbeiter, Meister, Techniker, Ingenieure und Wissenschaftler einstellen können, die im Rahmen ihrer Schul- und Berufsausbildung eine den beruflichen Anforderungen entsprechende technische Grundausbildung mit einer staatlich anerkannten Abschlussprüfung erhalten haben. Im Allgemeinen sind die Mitarbeiter in den handwerklichen und ingenieurtechnischen Fachdisziplinen Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Elektrotechnik, Physik oder Chemie bereits qualifiziert, bevor sie ihre Tätigkeit im Kernkraftwerk aufnehmen. Die Ingenieure können sich während des Studiums auf Kerntechnik spezialisieren. Zusätzlich zur öffentlichen Berufsausbildung haben die Kraftwerksbetreiber 1970 eine Kraftwerksschule gegründet, um den Anforderungen an das Kraftwerkspersonal Rechnung zu tragen. Es werden Ausbildungsgänge zum Kraftwerker, zum Kraftwerksmeister der Disziplinen Maschinentechnik, Elektrotechnik, Mess-, Steuer- und Regeltechnik sowie Kerntechnik angeboten.

Die oben erwähnten Richtlinien zur Fachkunde in Kernkraftwerken [3-2; 3-27] werden ergänzt durch die Richtlinien [3-38; 3-39; 3-40; 3-61; 3-65] zur Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals, zum Erhalt der Fachkunde und zu der besonderen Fachkunde der verantwortlichen Personen im Strahlenschutz. Die Richtlinien beschreiben für das technische Personal in Kernkraftwerken die funktionsbezogene Eingangsqualifikation, Aus- und Weiterbildungsanforderungen, die Schulungsdurchführung, den praktischen Erfahrungserwerb sowie die für das verantwortliche Schichtpersonal je nach Zuständigkeit erforderlichen Prüfungen und Lizenzierungen. Unter Berücksichtigung der Sicherheitsrelevanz der Tätigkeiten sind die Anforderungen an das verantwortliche Schichtpersonal detailliert geregelt.

Als verantwortliches Personal werden im Regelwerk die folgenden Funktionen beschrieben:

- der Leiter der Anlage,
- die Fach- oder Teilbereichsleiter,
- das verantwortliche Schichtpersonal,
- der Ausbildungsleiter,

- der Leiter der Qualitätssicherungsüberwachung,
- die Strahlenschutzbeauftragten,
- der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte und
- der Objektsicherungsbeauftragte.

Für den nicht zum verantwortlichen Personal zählenden Personenkreis (sonst tätige Personen) sind in der Richtlinie [3-27] bestimmte sicherheitsbezogene Kenntnisse festgelegt, zu denen mindestens die Themenbereiche Strahlenschutz, Brandschutz, Arbeitsschutz und Betriebskunde gehören. Hierzu werden gemäß den in dieser Richtlinie enthaltenen Anforderungen je nach Art der Tätigkeit berufliche Qualifikationen und in unterschiedlichem Umfang und Tiefgang praktische Erfahrungen und Kenntnissnachweise sowie Einweisungen am Arbeitsplatz gefordert. Für das sonst tätige Personal sind die folgenden Personengruppen unterschieden:

- einsatzlenkendes Personal
- Leitstandsfahrer
- Einsatzpersonal
- Assistenzpersonal
- Nebenbereichspersonal.

Diese Personengruppen umfassen gleichermaßen auch das eingesetzte Fremdpersonal.

Für die Planung, Durchführung, Verfolgung und Dokumentation der Schulung ist der Ausbildungsleiter des Betreibers des Kernkraftwerks ggf. in Verbindung mit dem Fachbereichsleiter bzw. Teilbereichsleiter verantwortlich. Dieser erstellt auf der Grundlage der in [3-27; 3-28; 3-39] enthaltenen Lernziele ein anlagen- und aufgabenspezifisches Programm zum Erwerb der Fachkunde und zum Fachkundeeerhalt bzw. zum Erhalt der notwendigen Kenntnisse. Die Schulungen für das verantwortliche Schichtpersonal finden statt in einer kerntechnischen Lehrstätte, beim Hersteller, im Kernkraftwerk selbst und an einem anlagenspezifischen Trainings-Vollsimulator.

Ausbildung von Schichtpersonal

Die Qualifikationsvoraussetzungen für verantwortliches Schichtpersonal hängen ab von der wahrzunehmenden Funktion. Für Schichtleiter ist eine abgeschlossene Ausbildung an einer Hochschule, Fachhochschule oder Ingenieurschule in einer geeigneten Fachrichtung erforderlich, während für Schichtleitervertreter bzw. Reaktorfahrer als Minimalvoraussetzung eine Meister- oder Technikerqualifikation bzw. eine abgeschlossene Ausbildung als Facharbeiter ausreicht. Die Kandidaten für die Schichtleitervertreterfunktion bzw. Reaktorfahrerfunktion verfügen in der Regel vor Beginn ihrer spezifischen Ausbildung über mehrjährige Erfahrung in KKW. Demgegenüber beginnt die Ausbildung der Schichtleiterkandidaten bereits wenige Monate nach ihrer Einstellung, wobei diese Zeit für eine umfassende Einweisung in das KKW genutzt wird.

Das verantwortliche Schichtpersonal nimmt zunächst an einem fast viermonatigen externen kerntechnischen Grundlagenkurs teil, der einer Anerkennung nach einheitlichen Kriterien [3-65] durch die zuständigen Behörden bedarf und der mit Prüfungen auf dem jeweiligen Ausbildungsniveau abschließt. Im Rahmen der Kundens Schulung durch den Hersteller finden Spezialkurse (z. B. Thermohydraulik-, Leittechnik-, Pumpenkurse) und mehrwöchige Systemkurse statt, die den Aufbau, die Funktion und den Betrieb aller wesentlichen Systeme der Anlage zum Inhalt haben. Die anlagenspezifische Ersts Schulung im Kernkraftwerk selber setzt sich aus theoretischem Unterricht, einer Mitarbeit in verschiedenen Fachabteilungen und einer längeren Teilnahme am Schichtdienst auf der Warte zusammen. Für das Simulatortraining sind mindestens sieben Wochen (Siedewasserreaktor) bzw. acht

Wochen (Druckwasserreaktor) vorgeschrieben. Die Ersts Schulung am Simulator erstreckt sich über alle Betriebszustände, von den Fahrweisen des Normalbetriebs, des anomalen Betriebs und der Störfallbeherrschung bis hin zu auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen.

Die Qualifizierung des verantwortlichen Schichtpersonals setzt erfolgreiche schriftliche und mündliche Prüfungen der kerntechnischen Grundlagen und anlagenspezifischer Themen voraus. Die mündlichen Prüfungen werden von einem Prüfungsausschuss abgenommen, der sich aus Vertretern der Aufsichtsbehörde, unabhängigen Experten, Vertretern der Kursstätten (nur bei kerntechnischer Grundlagenprüfung) und des Betreibers zusammensetzt.

Angehörige des verantwortlichen Schichtpersonals erhalten nach Erfüllung aller Zulassungsvoraussetzungen eine unbefristete Zulassung in ihrer Funktion für das betreffende Kernkraftwerk. Die Teilnahme an Schulungen zum Fachkundeerhalt, am Simulatortraining und mindestens zwei Wochen pro Halbjahr Tätigkeit auf der Warte sind erforderlich, um die Lizenz zu erhalten. Eine erneute Fachkundeprüfung ist erforderlich, wenn der Lizenzinhaber zu einem anderen Kernkraftwerk überwechselt oder für längere Zeit (mehr als ein Jahr) die betreffende Funktion nicht ausgeübt hat.

Die physische Eignung des verantwortlichen Schichtpersonals für den Einsatz auf der Kernkraftwerkswarte wird durch medizinische Untersuchungen ermächtigter Ärzte vor Beginn ihrer verantwortlichen Tätigkeit festgestellt. Die physische und psychische Eignung wird durch jährliche medizinische Untersuchungen und über die laufende Beobachtung durch Vorgesetzte auch in der Folgezeit überprüft. Dies erfolgt unmittelbar auf Veranlassung des Betreibers.

Schulung an Simulatoren und Modellen

Für alle Kernkraftwerke existieren anlagenähnliche, überwiegend jedoch anlagenspezifische Vollsimulatoren. Zwei Simulatoren befinden sich am Anlagenstandort (Stade, genutzt bis Ende 2003, und Krümmel). Alle anderen Simulatoren, insgesamt 13, sind im zentralen Simulatorzentrum der Kraftwerks-Simulator-Gesellschaft mbH (KSG) in Essen eingerichtet. Die Schulungen werden von der Gesellschaft für Simulatorschulung mbH (GfS) durchgeführt. Beide Gesellschaften mit insgesamt ca. 150 Mitarbeitern zur Instandhaltung und Weiterentwicklung der Simulatoren und zur Durchführung der Schulungen sind gemeinsame Tochterunternehmen der deutschen Kernkraftwerksbetreiber. Tabelle 11-1 zeigt die Zuordnung der Kernkraftwerke zu den vorhandenen Simulatoren.

Betreibervorgaben gewährleisten einen einheitlichen hohen, auf der Grundlage des praktischen Erfahrungsrückflusses stetig fortentwickelten Standard der Simulatoren, die Qualifikation der Instruktoren und eine adäquate Kursgestaltung. Für Schulungen zum Erhalt der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals sind mindestens 20 Tage pro Dreijahreszyklus mit mindestens 80 Stunden Übungen am Simulator (Druckwasserreaktor) und 15 Tage pro Dreijahreszyklus mit 60 Stunden Übungen am Simulator (Siedewasserreaktor) vorgeschrieben. Pro Jahr sind mindestens fünf Tage Übungen am Simulator vorgeschrieben. Normalbetrieb, anomale Betriebszustände, Störfälle und auch auslegungsüberschreitende Störfälle sind die Schwerpunkte der Übungen.

Ein weiterer Simulator wurde seit 1990 von der Kernkraftwerks-Herstellerfirma Siemens erst in Karlstein und von 1997 bis 2001 in Offenbach betrieben. 2002 wurde er außer Betrieb genommen. Hierbei handelte es sich im Rahmen des firmeneigenen Trainingszentrums um einen nuklearen Funktionstrainer. Es war ein Anlagensimulator für die wichtigsten sicherheitstechnischen Vorgänge in einem Druckwasserreaktor neuerer Bauart (4. Generation, Konvoi).

Tabelle 11-1 Simulatoren für Kernkraftwerke

4/2004

	Kernkraftwerk	Typ Brutto- leistung MWe	Bezeichnung und Standort des Simulators	a) Hersteller des Simulators b) Anzahl der Signale zur Warte	Schulungs- beginn
1	Obrigheim KWO	DWR 357	D56 KSG/GfS	a) Thomson b) 10 600	1997 bis 1996 am D1
2	Stade KKS	DWR 672	D1 KSG/GfS KKS Simulator Stade	a) Singer b) 12 900 a) CAE b) 18 000	1977 bis 2003 1998 bis 2003
3	Biblis A KWB A	DWR 1225	D1 KSG/GfS	a) Singer b) 12 900	1977
4	Biblis B KWB B	DWR 1300	D1 KSG/GfS	a) Singer b) 12 900	1977
5	Neckarwestheim 1 GKN 1	DWR 840	D52 KSG/GfS	a) Thomson b) 11 100	1997 bis 1996 am D1
6	Brunsbüttel KKB	SWR 806	S4 KSG/GfS	a) CAE b)	2001
7	Isar 1 KKI 1	SWR 912	S31 KSG/GfS	a) Atlas Elektronik b) 18 000	1997 bis 1996 am S1
8	Unterweser KKU	DWR 1410	D51 KSG/GfS	a) Thomson b) 16 000	1997 bis 1996 am D1
9	Philippsburg 1 KKP 1	SWR 926	S32 KSG/GfS	a) Atlas Elektronik b) 16 600	1997 bis 1996 am S1
10	Grafenrheinfeld KKG	DWR 1345	D3 KSG/GfS	a) Krupp Atlas Elektronik b) 26 500	1988
11	Krümmel KKK	SWR 1316	Simulator KKK Krümmel	a) Siemens/S3T b) 27 000	1997 bis 1997 am S1
12	Gundremmingen B KRB B	SWR 1344	S2 KSG/GfS	a) Siemens / Thomson b) 21 800	1993
13	Grohnde KWG	DWR 1430	D3 KSG/GfS	a) Krupp Atlas Elektronik b) 26 500	1988
14	Gundremmingen C KRB C	SWR 1344	S2 KSG/GfS	a) Siemens / Thomson b) 21 800	1993
15	Philippsburg 2 KKP 2	DWR 1458	D42 KSG/GfS	a) Siemens/S3T b) 26 700	1997 bis 1997 am D1, D3
16	Brokdorf KBR	DWR 1440	D43 KSG/GfS	a) Siemens/S3T b) 28 700	1996 bis 1997 am D3
17	Isar 2 KKI 2	DWR 1475	D41 KSG/GfS	a) Siemens/S3T b) 23 000	1996 bis 1995 am D3
18	Emsland KKE	DWR 1400	D41 KSG/GfS	a) Siemens/S3T b) 23 000	1996 bis 1995 am D3
19	Neckarwestheim 2 GKN 2	DWR 1365	D41 KSG/GfS	a) Siemens/S3T b) 23 000	1996 bis 1995 am D3

Ein Glasmodell des Primärsystems eines Druckwasserreaktors im Maßstab 1:10 befindet sich bei der KSG in Essen und erlaubt das Studium und die anschauliche Darstellung thermohydraulischer Phänomene bei Störfällen. Dieses Glasmodell wird durch das Personal aller Kernkraftwerke, auch das der Siedewasserreaktoren, für Ausbildungszwecke der Erstschtulung und der Weiterbildung genutzt.

Erhalt der Fachkunde, Weiterbildung

Die Programme zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals werden als Dreijahres-Programme geplant und durchgeführt. Sie werden regelmäßig neuen Erkenntnissen oder Sachverhalten angepasst. Der zeitliche Mindestumfang der jährlichen Wiederholungsschtulung beläuft sich auf 100 Stunden; unter Einbeziehung des vorgeschriebenen Simulatortrainings ergeben sich im Durchschnitt etwa 150 Stunden. In die Schultungen einbezogen werden unter anderem durchgeführte Änderungen an der Anlage oder ihrer Betriebsweise, neue behördliche Auflagen und Anordnungen sowie die Vermittlung von Methoden zur Stressbewältigung. Besondere Beachtung wird dem Rückfluss aus den Betriebserfahrungen beigemessen. Ein wichtiger Teil der Schultungen sind die Übungen an den anlagenspezifischen Simulatoren (siehe oben), wobei der Behandlung von Störungen und Störfällen besonderes Gewicht beigemessen wird. Auch die regelmäßigen Notfallübungen (→ Kapitel 16 (1)) dienen dem Fachkundeerhalt, insbesondere die in den letzten Jahren vermehrt durchgeführten realitätsnahen Übungen unter Verwendung von Simulatoren. Das bei auslegungsüberschreitenden Störfällen erforderliche schutzzielorientierte Vorgehen wird bereits seit mehreren Jahren am Simulator trainiert.

Die Gesamtkonzeption der Dreijahres-Programme, der Inhalt und die Behandlungstiefe der Schultungsmaßnahmen sowie die dabei gewonnenen Erfahrungen werden von den Betreibern der Kernkraftwerke in einem Bericht für die Aufsichtsbehörde ausführlich beschrieben. Nach jeweils einem Jahr wird der Aufsichtsbehörde der Umfang und Erfolg der tatsächlich durchgeführten Schultungsmaßnahmen sowie die Teilnahme des Betriebspersonals nachgewiesen.

Auch für Leiter der Anlage, Fachbereichs- und Teilbereichsleiter, Ausbildungsleiter, kerntechnische Sicherheitsbeauftragte und Leiter der Qualitätsüberwachung werden Maßnahmen zum Erhalt der Fachkunde durchgeführt. Anforderungen an diese Maßnahmen sind durch Vorgabe der für diese Funktionen wesentlichen fachkundeerhaltenden Maßnahmen und durch Festlegung der innerhalb eines Dreijahreszeitraums hierfür nachzuweisenden Mindestzeiten definiert. Der zeitliche Umfang der Einzelmaßnahmen zum Fachkundeerhalt kann funktionsbezogen variieren; die für diese Maßnahmen nachzuweisende Gesamtzeit darf jedoch innerhalb eines Dreijahreszeitraums je nach Funktion 300 bzw. 240 Stunden nicht unterschreiten. Einschlägige Maßnahmen für den Fachkundeerhalt des leitenden verantwortlichen Kernkraftwerkspersonals sind insbesondere Simulatorkurse, fachbezogene Lehrveranstaltungen, Tagungen und besondere aufgabenbezogene Schultungs- und Weiterbildungsmaßnahmen. Die für diesen Personenkreis innerhalb eines Dreijahreszeitraums durchgeführten Maßnahmen zum Fachkundeerhalt sind vom Betreiber zu dokumentieren und der zuständigen Aufsichtsbehörde zur Prüfung vorzulegen.

Auch für das sonst tätige Personal (nicht zum verantwortlichen Personal gehörende Personen) wird das Weiterbildungsprogramm für die sicherheitsbezogenen Kenntnisse regelmäßig angepasst. Die Teilnahme an den Schultungen wird dokumentiert.

Alle Kernkraftwerke verfügen über Betriebspersonal mit im Mittel langjähriger praktischer Erfahrung im Kernkraftwerksbetrieb. Das technische Personal wird im Rahmen der Erstausbildung und der Weiterbildungsmaßnahmen regelmäßig auf sicherheitsorientiertes Handeln hingewiesen, wobei die Erkenntnisse aus der Betriebs- und Ereignisauswertung von besonderer Bedeutung sind.

Kompetenzerhalt bei Kernkraftwerksbetreibern

Im Vergleich zur Situation bei den Behörden (→ Kapitel 8 (1)) verläuft der Generationswechsel bei den Kernkraftwerksbetreibern in der Regel ausgewogener. Darüber hinaus gibt es etablierte Programme zur Ausbildung neuer Mitarbeiter. Durch eine Reihe behördlicher Richtlinien wurden die Vorgehensweisen weitgehend harmonisiert. Vorgaben zur weitergehenden Präzisierung der Maßnahmen zum Fachkundeerhalt von verantwortlichem Kernkraftwerkspersonal wurden Ende 2003 von den zuständigen Behörden festgelegt.

Mit dem Wettbewerbsdruck, der durch die Liberalisierung des Elektrizitätsmarktes initiiert wurde, vergrößerte sich der Druck zur Kostenreduzierung bei den Betreibern der Kraftwerke. Entsprechende Maßnahmen erstrecken sich sowohl auf den technischen Bereich als auch auf den organisatorischen und administrativen Bereich. Eine mögliche Maßnahme zur Kostenreduzierung ist die Senkung der Personalkosten durch Reduktion des Anlagenpersonals oder die Verlagerung bestimmter Tätigkeiten aus der Anlage zu zentralen Stellen der Betreiberorganisation oder zu externen Auftragnehmern. Da diesbezügliche Maßnahmen negative Auswirkungen auf den sicheren Betrieb einer Anlage haben können, wurden Untersuchungen zu der vor Ort vorzuhaltenden Fachkompetenz durchgeführt. Darüber hinaus wurde ein einheitliches Vorgehen der Länderbehörden vereinbart, wonach wesentliche Änderungen der Personalstärke genehmigungsbedürftig sind.

12 Menschliche Faktoren

Der sichere Betrieb eines Kernkraftwerkes hängt sowohl von der Zuverlässigkeit der technischen und baulichen Einrichtungen als auch vom sicherheitsorientierten Handeln des Personals in einer adäquaten Betriebsorganisation ab. Neben der entsprechenden Qualifikation und dem Qualifikationserhalt des Personals (→ Kapitel 11 (2)) sind die Gestaltung der Einrichtungen und der Arbeitsabläufe wesentlich. Im Folgenden wird der Stand deutscher Kernkraftwerke hinsichtlich der Gestaltung von Einrichtungen und Arbeitsabläufen zunächst unter dem Gesichtspunkt Mensch-Maschine-Schnittstelle zusammengefasst. Danach werden im Abschnitt "Organisation und Sicherheitskultur" die administrativen und organisatorischen Gesichtspunkte behandelt.

Mensch-Maschine-Schnittstelle

Deutsche Kernkraftwerke sind in hohem Maße automatisiert. So sind im betrieblichen Bereich neben umfangreichen Regel- und Steuerungssystemen weitere Automaten für komplexere Schalthandlungen vorhanden. Dadurch wird das Personal von zahlreichen Handeingriffen entlastet.

Von besonderer Bedeutung sind die automatischen Begrenzungseinrichtungen. Sie sollen die über die Regelungsbänder hinausgehenden Abweichungen des Normalbetriebs so beschränken, dass der Reaktorschutz in der Regel nicht angeregt wird. Aufgabe eines Teils der Begrenzungen ist, bestimmte, in den Störfallanalysen unterstellte Randbedingungen einzuhalten. Das Sicherheitssystem ist so konzipiert, dass Störfälle in der Regel für mindestens 30 Minuten automatisch beherrscht werden, ohne dass Handeingriffe erforderlich werden. Bei Störungen und Störfällen soll damit ausreichend Zeit für die Diagnose und das Einleiten von Maßnahmen zur Verfügung stehen. Die vom Reaktorschutzsystem angeregten Maßnahmen haben grundsätzlich Vorrang vor Handmaßnahmen und betrieblichen Automaten. Bei Funktionsverlust der Warte wird die Anlage mit Hilfe unabhängiger Notstandssysteme in der Regel ohne Handeingriff in einen sicheren Zustand übergehen und mindestens 10 Stunden darin verbleiben können.

Deutsche Kernkraftwerke werden jeweils von einer zentralen Warte aus überwacht und bedient. Die Warte ist mit allen hierzu erforderlichen Informations-, Betätigungs-, und Kommunikationseinrichtungen für Normalbetrieb, Störungen und Störfälle ausgerüstet. Sollte die Warte nicht verfügbar sein, kann das Kernkraftwerk von einer Notsteuerstelle aus in einen sicheren Zustand überführt und in diesem auf Dauer gehalten werden [KTA 3904]. Eine Ausnahme besteht für das KKW Biblis, Blöcke A und B (Doppelblockanlage).

Die Anzeigen und Stellteile auf den Pulten und Tafeln der Warte sind in verfahrenstechnischen oder elektrischen Fließbildern angeordnet, die den Aufbau der Systeme und die Beziehungen zwischen den Systemen schematisch abbilden. Freigabetasten sollen gegen unbeabsichtigte Bedienung sichern. In allen Kernkraftwerken unterstützen rechnergestützte Informationssysteme die Operateure.

Im Bereich der Instandhaltung sind insbesondere für wiederkehrende Prüfungen umfangreiche technische Maßnahmen getroffen, um Fehlhandlungen zu vermeiden oder ihre Auswirkungen zu minimieren [KTA 3201.4; KTA 3211.4; 3-41; 3-43]. Diese Maßnahmen reichen von fest installierten und verwechslungssicheren Prüfeinrichtungen über Prüfrechner bis zur automatischen Rückstellung von Sicherheitseinrichtungen bei Anforderung durch das Reaktorschutzsystem während einer Prüfung. Die Sollstellung sicherheitstechnisch wichtiger Handarmaturen ist durch zwei unterschiedliche Maßnahmen

zu gewährleisten. Dies sind Meldeschleifen mit zugehörigen Alarmen, um eine etwaige Fehlstellung rasch zu erkennen und zu beseitigen, oder aber Schlüsselsysteme.

Neben einer entsprechenden Gestaltung der technischen Einrichtungen sind umfassende Betriebsvorschriften und eine umfassende Betriebsdokumentation für das zuverlässige und sicherheitsgerichtete Handeln des Betriebspersonals vorhanden. Die Betriebsdokumentation [KTA 1404] umfasst die Zusammenstellung von sicherheitstechnisch wichtigen Betriebsaufzeichnungen, Unterlagen über den Strahlenschutz des Personals und der Umgebung sowie Nachweisen über die Erhaltung der Qualität der Anlage und über die Erfüllung von Vorschriften und Auflagen.

Zu den Betriebsvorschriften gehören im Wesentlichen das Betriebshandbuch, das Prüfhandbuch und das Notfallhandbuch (→ Kapitel 19 (iii)).

Im Betriebshandbuch [KTA 1201] sind die im Normalbetrieb und bei Störfällen erforderlichen Handlungen des Personals im Einzelnen festgelegt (→ Kapitel 19 (ii)-(iv)). Es umfasst die Betriebsordnungen, die die Aufgaben, Befugnisse und Verantwortlichkeiten des Personals sowie wichtige organisatorischen Abläufe regeln, die Grenzwerte und Bedingungen für den sicheren Betrieb und die Anweisungen zum Betrieb der Gesamtanlage und der einzelnen Systeme sowie zur Beherrschung von Störungen und Störfällen. So legt die Instandhaltungsordnung nach der Instandhaltungsrichtlinie [3-41] das Vorgehen bei Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten im Detail fest. Die Einhaltung der in den Betriebsvorschriften niedergelegten Sicherheitsspezifikationen ist verbindlich. Da bei der Analyse einiger Vorkommnisse der letzten Jahre (KKU, KKP 2) Schwächen in der Betriebsdokumentation erkannt worden sind, werden zurzeit im Auftrag des BMU Präzisierungen der Anforderungen an die Sicherheitsspezifikationen [3-4] und an das übrige Betriebshandbuch erarbeitet.

Das Prüfhandbuch [KTA 1202] enthält die Prüfvorschriften.

Das Notfallhandbuch umfasst das Vorgehen und die Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Störfälle.

Neben den Unterlagen in Papierform ist in allen Anlagen ein Betriebsführungssystem vorhanden. Dieses ermöglicht eine rechnergestützte Vorgabe und Kontrolle von Arbeitsabläufen sowie eine teilweise automatische Überprüfung der einzuhaltenden Randbedingungen.

Die Betriebserfahrung wird von den Betreibern sowie den Behörden und ihren Gutachtern systematisch auch hinsichtlich menschlicher Fehlhandlungen und möglicher daraus abzuleitender Verbesserungsmaßnahmen ausgewertet. Das Verfahren zur Nutzung der Betriebserfahrung ist in Kapitel 19 (vii) beschrieben.

Zur Optimierung der Mensch-Maschine-Schnittstelle wurde von den Betreibern zusätzlich ein Human Factors Programm eingeführt. Erfasst und untersucht werden neben meldepflichtigen Ereignissen auch Störungsberichte und freiwillige Meldungen von Mitarbeitern. Bei der Analyse und Bestimmung der Ursachen werden allgemein anerkannte Verfahren aus der Arbeitswissenschaft angewendet. Für das Human Factors Programm ist in jedem deutschen Kernkraftwerk ein HF-Bearbeiter eingesetzt. Die Ergebnisse und die Maßnahmen aus dem Human Factors Programm werden von den Betreibern in jährlichen Berichten für die Behörden zusammengefasst.

Kapitel 12: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

- Die Überarbeitung der Anforderungen an die Sicherheitsspezifikationen liegt als Entwurf vor.

Kapitel 12: Zukünftige Aktivitäten

- Die im Entwurf vorliegenden Anforderungen an die Sicherheitsspezifikationen sollen als Grundlage für die Überarbeitung der KTA 1201 dienen.

13 Qualitätssicherung

Alle deutschen Kernkraftwerksbetreiber sind zu einem umfassenden Qualitätsmanagement verpflichtet. Hierzu werden in allen deutschen Kernkraftwerken umfassende Qualitätssicherungssysteme eingesetzt, die auf den Festlegungen an die Qualitätssicherung in den Sicherheitskriterien [3-1] und dem Regelwerk des Kerntechnischen Ausschusses aufbauen. Sie haben übergeordnet die Zielsetzung, die für die Sicherheit der Anlage erforderliche Qualität auf allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts (→ Kapitel 18 (i)) zu gewährleisten. Durch die Qualität der betrieblichen Kraftwerkssysteme soll ein möglichst störungsfreier und umweltverträglicher Betrieb der Anlagen erreicht und Störfälle vermieden werden.

Die allgemeinen Forderungen an die Qualitätssicherung sind in [KTA 1401] enthalten

- Zweck der Qualitätssicherung ist es nachweisbar sicherzustellen, dass die Qualitätsanforderungen an die Erzeugnisformen, Bauteile, Komponenten und Systeme festgelegt und bei der Fertigung und Montage sowie bei der Errichtung baulicher Anlagen erfüllt werden. Weiterhin ist unter Berücksichtigung der Beanspruchungen bei Betrieb und Instandhaltung bis zur Stilllegung des Kernkraftwerkes die Erfüllung der Anforderungen im jeweils erforderlichen Umfang aufrecht zu erhalten.
- Der Betreiber ist für die Planung, Durchführung und Überwachung der Wirksamkeit seines Qualitätssicherungssystems verantwortlich. Deshalb hat er auch dafür zu sorgen, dass seine Auftragnehmer einschließlich deren Unterauftragnehmer die Qualitätssicherung nach den Vorgaben seines Qualitätssicherungssystems planen und durchführen.

Auf der Basis der im Regelwerk festgelegten Anforderungen wird von den Betreibern für jedes Kernkraftwerk ein umfassendes Qualitätssicherungsprogramm aufgestellt. In den zugehörigen Dokumenten wird festgelegt, wie und von wem die für die Sicherheit erforderlichen Qualitätsanforderungen aufgestellt und eingehalten werden und wie und von wem ihre Erfüllung nachgewiesen wird. Es beschreibt ferner die zur Qualitätssicherung eingeführte Organisation und verweist auf Arbeitsanweisungen zur Durchführung der Qualitätssicherung. Das Programm wird im Genehmigungsverfahren vorgelegt, Änderungen werden der zuständigen Behörde angezeigt. Auf Einzelheiten der Qualitätssicherung druckführender Komponenten wird in den Kapiteln 18 (ii) und 18 (iii) eingegangen.

Im Folgenden sind die wesentlichen Anforderungen an das Qualitätssicherungssystem zusammengestellt [KTA 1401]:

- Vor Errichtung einer Anlage, aber auch vor Änderungen und Umbauten ist festzulegen, welche Bauteile, Komponenten, Systeme und baulichen Anlagen des Kernkraftwerkes die Sicherheit der Anlage beeinflussen und deshalb als sicherheitstechnisch wichtig einzustufen sind. Für diese ist wiederum festzulegen, welche Qualitätsmerkmale mit Bezug auf die Anlagensicherheit zu betrachten sind und welche qualitätssichernden Maßnahmen erforderlich sind, damit die Qualitätsmerkmale auch erreicht werden.
- Personen, die mit der Einführung und Prüfung des Qualitätssicherungssystems beauftragt sind, müssen befugt sein, alle erforderlichen Informationen zu beschaffen, Lösungswege vorzuschlagen und die Einhaltung der Qualitätssicherungsmaßnahmen zu überwachen. Sie müssen unabhängig sein von den durch sie überwachten Personen und Organisationseinheiten.
- Alle mit der Ausführung von Arbeiten beauftragten Personen sind selbst für die Erfüllung der damit verbundenen Qualitätsanforderungen verantwortlich.

- Qualitätsprüfungen durch unabhängige Prüfer müssen von solchen Personen durchgeführt werden, die weder mit der Erzeugung der Produkte noch bereits mit der Tätigkeit beauftragt waren oder dafür verantwortlich sind.
- Wenn es für das Erreichen der Qualitätsmerkmale notwendig ist, sind Anforderungen an die Qualifikation des ausführenden Personals festzulegen; die Personalqualifikation und ihre Erhaltung müssen nachweisbar sein.
- Durch ein Ordnungs-, Kennzeichnungs- und Änderungssystem sind alle Unterlagen eindeutig zu kennzeichnen, und es ist dafür Sorge zu tragen, dass nur mit gültigen und zur Anwendung freigegebenen Unterlagen gearbeitet wird. Unterlagen sind vollständig und mit Fristen nach [KTA 1404] aufzubewahren.
- Jeder Auftraggeber soll die Eignung seiner Auftragnehmer für die Durchführung der Arbeiten anhand einer produktbezogenen Beschreibung des Qualitätssicherungssystems vor der Auftragsvergabe beurteilen. Diese Beurteilung darf nur entfallen, wenn die Erfüllung der Qualitätsanforderungen auch durch produktbezogene Maßnahmen, wie z. B. Eingangsprüfungen, nachgewiesen werden kann.
- Für Serienerzeugnisse, die in den meisten Fällen nicht speziell für das Kraftwerk geplant oder gefertigt werden, wie z. B. Elektronikbaugruppen, Schalter, Kabel, Schrauben oder Muttern ist es zulässig, dass die Nachweise zur Erfüllung der erforderlichen Qualitätsanforderungen mit den im konventionellen oder kerntechnischen Regelwerk festgelegten Methoden geführt werden (Typ-, Werksprüfungen, Betriebsbewährungsnachweise). Hierbei ist zusätzlich nachzuweisen, dass die Serienerzeugnisse unter den Einsatzbedingungen im Kernkraftwerk nicht unzulässig beansprucht werden.
- Entscheidungen und Maßnahmen mit sicherheitstechnischer Bedeutung dürfen nur von Personen getroffen werden, die aufgrund ihrer Fachkunde und ihrer Stellung in der Aufbauorganisation dazu befugt sind. Die zur Erfüllung der Qualitätsanforderungen im Anlagenbetrieb einzuhaltenden Verfahren sind im Betriebshandbuch und im Prüfhandbuch der Anlage detailliert festgelegt (→ Kapitel 19 (iii)).
- Der Betreiber und jeder seiner Auftragnehmer haben sich regelmäßig von der korrekten Anwendung und der Wirksamkeit ihrer jeweiligen Qualitätssicherungssysteme zu überzeugen. Außerdem hat sich jeder Auftraggeber regelmäßig von der Wirksamkeit des Qualitätssicherungssystems der jeweiligen Auftragnehmer zu überzeugen. Die Ergebnisse der Prüfungen sind schriftlich zu dokumentieren. Erkannte Lücken und Schwachstellen sind unverzüglich zu beseitigen, was durch Nachprüfung bestätigt werden muss.

Die Qualitätssicherung wird vom Betreiber im Rahmen seiner Eigenverantwortung für die Sicherheit der Anlage durchgeführt. Die Aufsichtsbehörde überzeugt sich durch entsprechende Prüfungen von der korrekten Implementierung sowie von der sachgerechten Anwendung und Wirksamkeit des Qualitätssicherungssystems.

Alterung

In Kapitel 7 (2i) wurde bereits darauf hingewiesen, dass die Maßnahmen zur langfristigen Aufrechterhaltung der erforderlichen Qualität (Alterungsmanagement) ein integraler Bestandteil der Qualitätsanforderungen im deutschen Regelwerk von Anbeginn an waren. Alterungsphänomene sind im deutschen Regelwerk unter dem Begriff Betriebseinflüsse behandelt (→ Kapitel 14 (ii)).

In den deutschen Kernkraftwerken kommen umfangreiche Maßnahmen zum Tragen, um unzulässigen Auswirkungen der Alterung zu begegnen. Diese sind insbesondere:

- die Auslegung, Konstruktion, Fertigung und Prüfung der technischen Einrichtungen unter Berücksichtigung des jeweiligen Wissensstandes bezüglich der Alterung (→ Kapitel 14 (ii))
 - die Überwachung der Einrichtungen und Betriebsbedingungen hinsichtlich sicherheitsrelevanter Veränderungen (→ Kapitel 14 (ii))
 - der regelmäßige Austausch von erfahrungsgemäß anfälligen Bauteilen der Einrichtungen im Rahmen der vorbeugenden Instandhaltung (→ Kapitel 19 (iii))
 - die Ertüchtigung oder der Austausch von technischen Einrichtungen im Falle der Feststellung sicherheitstechnisch bedeutsamer Schwachstellen (→ Kapitel 18 (ii))
 - die Optimierung der technischen Einrichtungen und der Betriebsbedingungen (→ Kapitel 14 (ii))
 - die kontinuierliche Auswertung der Betriebserfahrung einschließlich der Umsetzung des Erfahrungsrückflusses (→ Kapitel 19 (vii))
 - der Fachkundeerwerb und -erhalt auf ausreichend hohem Niveau (→ Kapitel 11 (2)).
- Ergänzt wird dieses Vorgehen durch weiterführende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten.

Die anlagenübergreifende Auswertung der Betriebserfahrung zeigt, dass die oben genannten Maßnahmen bislang weitgehend wirksam waren. Die Anzahl der Ereignisse mit Schäden infolge von Alterungsphänomenen in deutschen Anlagen ist gering. Von alterungsbedingten Ereignissen waren dabei alle Anlagen betroffen, jedoch in unterschiedlichem Maß. Bisher ist keine signifikante Zunahme von alterungsbedingten Ereignissen mit der Betriebszeit erkennbar.

Kapitel 13: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

- Zur anlagenübergreifenden Bewertung der Alterung in Kernkraftwerken ist mit dem Aufbau einer DV-gestützten Wissensbasis zu alterungsrelevanten Schadensmechanismen begonnen worden, die von allen Beteiligten im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren genutzt werden kann.
- Die RSK hat eine Empfehlung zu einem einheitlichen Alterungsmanagementsystem vorgelegt, die alle - nicht nur die technischen - sicherheitsrelevanten Alterungsvorgänge innerhalb der Restlaufzeit der deutschen Kernkraftwerke berücksichtigt. Das BMU hat entschieden, diese Empfehlung seinem Verwaltungshandeln zugrunde zu legen.

Kapitel 13: Zukünftige Aktivitäten

- Das BMU wird veranlassen, dass jährliche, anlagenspezifische Berichte zum Alterungsmanagement von den Betreibern vorgelegt werden.

14 Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit

14 (i) Bewertung der Sicherheit

Die Bewertung der Sicherheit bei der Errichtung und der Inbetriebnahme eines Kernkraftwerkes und bei wesentlichen Änderungen erfolgt im Genehmigungsverfahren. Wie im neuen Atomgesetz festgelegt, werden Genehmigungen für neue Kernkraftwerke nicht mehr erteilt (→ Kapitel 7 (2ii)). Die laufende Bewertung der Sicherheit während des Betriebes wird im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht durchgeführt.

Bewertung der Sicherheit im Genehmigungsverfahren

Um die Genehmigung zur Errichtung und zum Betrieb, zu einer wesentlichen Änderung oder zur Stilllegung eines Kernkraftwerkes zu erhalten, ist ein Antrag an die zuständige Behörde notwendig. Darin ist im Einzelnen darzulegen, inwieweit die Anlage über die erforderlichen Sicherheitseigenschaften verfügt und den Vorgaben des gültigen kerntechnischen Regelwerks entspricht. Die Bewertung der Sicherheit erfolgt auf der Basis des Antrages und der beizufügenden Unterlagen (→ Kapitel 7 (2ii)).

Art und Umfang der Unterlagen, die dem Antrag beizufügen sind, regelt der § 3 der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10]. Es gehören dazu:

- ein Sicherheitsbericht, der zu beurteilen erlaubt, ob durch die mit dem Anlagenbetrieb verbundenen Auswirkungen Dritte in ihren Rechten verletzt werden können (siehe unten),
- ergänzende Pläne, Zeichnungen und Beschreibungen der Anlage und ihrer Teile,
- Angaben über Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter,
- Angaben über Zuverlässigkeit und Fachkunde des für die Errichtung und den Betrieb verantwortlichen Personals sowie Kenntnisse des sonst tätigen Personals,
- eine Sicherheitspezifikation mit den für die Sicherheit der Anlage und ihres Betriebes bedeutsamen Angaben (siehe unten),
- Angaben zur Erfüllung der gesetzlichen Schadensersatzverpflichtungen,
- Beschreibung der anfallenden radioaktiven Reststoffe und vorgesehene Maßnahmen zur Behandlung,
- Beschreibung der Maßnahmen zur Reinhaltung von Wasser, Luft und Boden.

Sicherheitsbericht

Im Sicherheitsbericht werden die Konzeption, die sicherheitstechnischen Auslegungsgrundsätze und die Funktion der Anlage einschließlich ihres Betriebs- und Sicherheitssystems dargestellt und erläutert. Die mit der Anlage und ihrem Betrieb verbundenen Auswirkungen einschließlich der berücksichtigten Auslegungsstörfälle werden beschrieben. Die Vorsorgemaßnahmen gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb des Kernkraftwerkes werden dargestellt.

Für Anlagen mit Druck- und Siedewasserreaktoren gibt die Richtlinie [3-5] eine standardisierte Form mit detaillierter Gliederung der Sachthemen und zusätzlichen Erläuterungen der Inhalte vor. Der Sicherheitsbericht ist eine Grundlage für die Bewertung der Sicherheit der Anlage. Er enthält Angaben:

- zum Standort,
- zur Kraftwerksanlage,

- zur Organisation und den Verantwortlichkeiten
- zu den in der Anlage vorhandenen radioaktiven Stoffen und den hierzu getroffenen Schutzmaßnahmen,
- zu den Schutzmaßnahmen gegen übergreifende Einwirkungen
- zum Betrieb des Kraftwerkes,
- zu den Störfallanalysen.

Darüber hinaus werden auch Angaben zur Stilllegung des Kraftwerkes verlangt. Die Angaben zu den Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter werden in einem separaten Sicherheitsbericht zusammengestellt, der als vertrauliches Dokument zu behandeln ist.

Weitere zur Bewertung der Sicherheit erforderliche Informationen

Zur Erleichterung der Prüfung und zur Vereinheitlichung der Genehmigungsverfahren regelt eine Richtlinie [3-7-1] Zeitpunkt, Umfang und Tiefe der zusätzlich einzureichenden Unterlagen. Man unterscheidet Unterlagen, die vor einem anstehenden Genehmigungsschritt einzureichen sind und solche, die baubegleitend - z. B. zur Erfüllung von Auflagen - erforderlich werden. Die Informationen dienen zum einem den zuständigen Behörden als Entscheidungsgrundlage, zum anderen den zugezogenen Sachverständigen als Grundlage ihrer gutachterlichen Stellungnahme.

Es werden Angaben zu folgenden Sachthemen gemacht:

- Standort,
- Reaktorsicherheitsbehälter,
- Reaktorkern mit Steuerelementen,
- druckführende Umschließung einschließlich Reaktordruckbehälter,
- Einbauten des Reaktordruckbehälters,
- Not- und Nachkühlsysteme,
- Hilfsanlagen des Reaktorkühlsystems,
- Einrichtungen für die Handhabung und Lagerung von Brennelementen,
- Systeme zur Handhabung und Lagerung radioaktiver Stoffe,
- Lüftungsanlagen,
- Dampfkraftanlage,
- Turbinenanlage,
- Kühlwassersysteme,
- elektrische Versorgung des Sicherheitssystems,
- Alarmanlagen und Kommunikationsmittel,
- Leittechnik, Warte und örtliche Leitstände,
- Reaktorschutzsystem und
- Strahlenschutz- und Aktivitätsüberwachung.

Für alle diese Sachthemen werden Angaben zu den folgenden Verfahrensschritten gemacht:

- Konzept,
- Errichtung der baulichen Anlagen,
- Herstellung der Erzeugnisformen,
- Herstellung der Komponenten,
- Druckprüfung im Herstellerwerk,

- Einbau der Komponenten,
- Druck- und Leckratenprüfung auf der Baustelle,
- Inbetriebsetzung der Systeme,
- Anlieferung der Brennelemente,
- Beladen des Reaktors mit dem Erstkern,
- Nukleare Inbetriebsetzung der Anlage und
- Brennelementwechsel.

Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren sind die Bauaufsichtsbehörden beteiligt. Hierfür werden gesondert Unterlagen eingereicht. Für alle sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude oder baulichen Anlagen sind die erforderlichen Unterlagen in der Richtlinie [3-7-2] genannt:

- Sicherheitsbericht,
- Bauantrag,
- Baustelleneinrichtung,
- Rohbauarbeiten,
- Bauüberwachung,
- Rohbauabnahme,
- Ausbauarbeiten und deren Überwachung,
- Schlussabnahmen.

Sicherheitsspezifikationen

Die spätestens mit dem Antrag auf Betriebsgenehmigung einzureichenden Sicherheitsspezifikationen umfassen alle Daten, Grenzwerte und Maßnahmen, die für den sicheren Zustand eines Kernkraftwerkes von Bedeutung sind. Damit wird ein Überblick über die sicherheitstechnisch wichtigen Eigenschaften der Anlage gegeben, und die Bedingungen für einen sicheren Betrieb werden festgelegt. Weiterhin sind die Maßnahmen angegeben, die für die sichere Beherrschung von Störungen und Störfällen vorgesehen sind. Der Rahmenplan für die Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Teilen der Anlage ist ebenfalls Bestandteil der Sicherheitsspezifikationen (→ Kapitel 19 (ii)).

Inhalt und Form der Sicherheitsspezifikationen ist in einer Richtlinie [3-4] festgelegt. Danach umfasst der Inhalt Angaben zu:

- Betriebsorganisation,
- sicherheitsrelevanten Auflagen,
- Grenzwerten des Reaktorschutzsystems,
- Schemata wichtiger Komponenten mit Betriebswerten, vorgelagerten Grenzwerten, auslösenden Grenzwerten und Auslegungswerten,
- Rahmenprüfplan für sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Komponenten,
- Behandlung meldepflichtiger Ereignisse,
- Störfallablaufbeschreibungen.

Änderungen an Angaben, die in die Sicherheitsspezifikationen aufgenommen wurden, bedürfen grundsätzlich der Billigung durch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden.

Einschaltung von Gutachtern und nachgeordneten Behörden

Für die fachspezifischen Aspekte werden von den zuständigen Genehmigungsbehörden in der Regel gemäß § 20 Atomgesetz Sachverständige zur Begutachtung zugezogen

(→ Kapitel 8 (1)). Die grundsätzlichen Anforderungen an Gutachten sind in einer Richtlinie [3-34] formuliert.

Die Gutachter überprüfen detailliert die vom Antragsteller eingereichten Angaben. Anhand der im Gutachten darzulegenden Bewertungsmaßstäbe werden eigene Prüfungen und Berechnungen - vorzugsweise mit anderen Methoden und Programmen als vom Antragsteller - vorgenommen und diese Ergebnisse gutachterlich gewürdigt. Die am Gutachten beteiligten Personen sind frei von Ergebnisweisungen und werden der Behörde namentlich genannt. Auch die Aufsichtsbehörden selbst und von ihnen beauftragte nachgeordnete Behörden führen eigene Messungen und Überprüfungen durch.

Bewertung der Sicherheit im Aufsichtsverfahren

Nachdem die jeweilige Genehmigung erteilt ist, wird die Bewertung der Sicherheit bei Errichtung, Inbetriebsetzung und dem folgenden Leistungsbetrieb eines Kernkraftwerkes durch die atomrechtliche Aufsichtsbehörde nach § 19 Atomgesetz wahrgenommen (→ Kapitel 7 (2iii)). Sie stellt fest, ob die Bedingungen und Voraussetzungen, die zur Genehmigung geführt haben, bei der Umsetzung durch den Antragsteller eingehalten werden. Auch für die Aufsichtstätigkeit werden von der Aufsichtsbehörde Sachverständige hinzugezogen.

Die atomrechtliche Aufsicht erstreckt sich über die gesamte Lebensdauer eines Kernkraftwerkes und endet erst, wenn nach der Stilllegung alle radioaktiven Stoffe aus der Anlage entfernt wurden oder unter ein nicht mehr überwachungspflichtiges Niveau abgesunken sind. Das Kernkraftwerk kann dann durch die Aufsichtsbehörde aus der atomrechtlichen Überwachung entlassen werden.

Begleitende Prüfungen während der Errichtung und Inbetriebsetzung

Im Rahmen der Begutachtung der eingereichten schriftlichen Unterlagen werden von den im Auftrag der Aufsichtsbehörde zugezogenen Gutachtern begleitende Prüfungen während der Errichtungs- und Inbetriebsetzungsphase durchgeführt. Diese begleitenden Prüfungen sind vom Hersteller unabhängige Prüfungen, die die in den eingereichten schriftlichen Unterlagen festgelegten Werte, Abmessungen oder Funktionsweisen verifizieren sollen. Dazu werden z. B. in den Herstellerwerken die Materialzusammensetzungen überprüft, die Montage von Komponenten kontrolliert und Funktionsprüfungen vorgenommen. Ähnliche Prüfungen erfolgen während der Errichtung auf der Baustelle. Während der Inbetriebsetzung werden die Festlegungen in den Sicherheitsspezifikationen für die Anlage und die Gültigkeit der Randbedingungen für die Störfallanalyse überprüft (→ Kapitel 19 (i)).

Prüfungen vor Ort während des Betriebes

Die Sachverständigen führen im Auftrag der Aufsichtsbehörde eigene Messungen, Prüfungen und Auswertungen durch oder nehmen an denen des Kernkraftwerkbetreibers oder in dessen Auftrag durchgeführten Messungen und Prüfungen teil. Das betrifft folgende Gebiete:

- Ableitung radioaktiver Stoffe,
- Strahlenschutzüberwachung des Personals und der Umgebung,
- wiederkehrende Prüfungen an Anlagenteilen, Komponenten und Bauwerken.

Neben den Messungen und Prüfungen werden durch die Behörde und durch ihre Sachverständigen auch Begehungen und Inspektionen zu speziellen Fragestellungen durchgeführt.

Werden Mängel festgestellt, verlangt die Aufsichtsbehörde vom Kraftwerksbetreiber entsprechende Beseitigung. Wenn ausreichende Sicherheitsvorsorge nicht mehr gewährleistet ist, kann die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde anordnen, dass der Betrieb bis zur Behebung der Mängel einseitig eingestellt wird. Das gilt auch, wenn im Laufe des Anlagenbetriebes Zweifel an der Gültigkeit der Genehmigungsannahmen zum Nachweis der Störfallbeherrschung bekannt werden, sofern die Störfallbeherrschung nicht nur geringfügig beeinträchtigt ist. Ist die Störfallbeherrschung ohne Anlagenänderung nicht mehr gegeben, führt das zur Abschaltung der Anlage (→ Kapitel 7 (2iv)). Eine eventuelle Anlagenänderung durchläuft einen neuen Genehmigungsprozess. Die Ausgestaltung der Informationspflichten in diesem Verfahren wird z. Z. von der Atomaufsicht des Bundes vorbereitet.

Auswertung meldepflichtiger Ereignisse

Treten in einem Kernkraftwerk sicherheitstechnisch relevante Ereignisse auf, werden sie vom Kraftwerksbetreiber der zuständigen Aufsichtsbehörde gemeldet nach Kriterien, die in der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] festgelegt sind. Zusätzlich erfolgt die Einstufung nach der internationalen Bewertungsskala INES. Die Aufsichtsbehörde unterrichtet BMU und BfS und beauftragt in der Regel zugezogene Sachverständige mit der Bewertung dieser Ereignisse und der vom Betreiber getroffenen oder geplanten Abhilfe- und Verbesserungsmaßnahmen. (→ Kapitel 19 (vi) und (vii)).

14 (ii) Nachprüfung der Sicherheit

Die Kernkraftwerksbetreiber müssen im Rahmen ihrer Eigenverantwortung für die Sicherheit der Anlagen das Sicherheitsniveau über die gesamte Betriebszeit ihrer Anlagen auf dem erforderlichen Niveau halten. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, ist von ihnen die Notwendigkeit und Angemessenheit von Verbesserungen zu prüfen. Die Erfüllung der Betreiberpflichten wird von der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde überwacht und gegebenenfalls durchgesetzt (→ Kapitel 7 (iv)). Die Behörde führt ihrerseits eigene Sicherheitsbewertungen kontinuierlich, anlassbezogen oder periodisch durch. Hinzu kommen internationale Sicherheitsüberprüfungen.

Nachfolgend wird auf die nationalen und internationalen Sicherheitsüberprüfungen und ihre wesentlichen Ergebnisse näher eingegangen. Die insgesamt daraus resultierenden relevanten sicherheitstechnischen Änderungen in den deutschen Anlagen werden dargestellt.

Regelmäßige Sicherheitsnachweise des Betreibers

Im Anlagenbetrieb muss auf Grundlage der Bestimmungen in den Genehmigungen regelmäßig nachgewiesen werden, dass die für die Sicherheit der Anlage wesentlichen Systemfunktionen verfügbar sind und sich die Qualität, der dafür wesentlichen Einrichtungen nicht unzulässig verschlechtert hat. Hierzu werden vom Betreiber regelmäßig wiederkehrende Prüfungen an den Sicherheitseinrichtungen abgestuft nach ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung durchgeführt. Zu den wiederkehrenden Prüfungen gehören die Funktionsprüfungen zum Nachweis der Funktionsfähigkeit und die zerstörungsfreien Prüfungen zum Nachweis des fehlerfreien Zustandes. Außerdem werden beim Anlagenbetrieb regelmäßige und vorbeugende Instandhaltungsmaßnahmen an allen Kraftwerkssystemen durch den Betreiber geplant und durchgeführt sowie die Betriebserfahrungen ausgewertet (→ Kapitel 19 (vii)).

Die wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen werden entsprechend dem Prüfhandbuch durchgeführt (→ Kapitel 19 (iii)). In der darin enthaltenen Prüfliste werden Gegenstand, Art, Umfang und Intervall der Prüfung zusammen mit dem Betriebszustand der Anlage bei der Prüfung, der Bezeichnung der Prüfanweisung und die in manchen Fällen erforderliche Anwesenheit von unabhängigen Sachverständigen festgelegt. Die Prüfliste ist Teil der genehmigungspflichtigen Sicherheitsspezifikationen der Anlagen. Die Nachweisführung wird in Abhängigkeit von der Prüfbarkeit der jeweiligen Systemfunktion festgelegt. Hierbei wird angestrebt, die Prüfungen unter Randbedingungen durchzuführen, die dem sicherheitstechnischen Anforderungsfall entsprechen. Sind wesentliche Systemfunktionen nicht direkt prüfbar, z. B. die Integrität auf erhöhtem Druck- und Temperaturniveau, werden indirekte Nachweise geführt. Die Festlegungen zur Durchführung der Prüfungen werden unter Berücksichtigung der Betriebserfahrungen und der Fortschritte in der Sicherheitsforschung regelmäßig überprüft und erforderlichenfalls geändert. Aktualisierungen des Prüfhandbuchs werden der Aufsichtsbehörde zur Zustimmung vorgelegt. Art und Umfang der nach Prüfliste erforderlichen wiederkehrenden Prüfungen zeigt die nachfolgende Tabelle 14-1, die typisch ist für ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor.

**Tabelle 14-1 Wiederkehrende Prüfungen pro Jahr,
typisch für einen DWR mit jährlicher Revision**

Prüfobjekte	während Betrieb	bei Revision	Gesamt
Funktionsprüfungen	2 780	330	3 110
Aktivitätsüberwachung	395	15	410
Hebezeuge	75	5	80
Zerstörungsfreie Prüfungen	-	40	40
Gebäude	50	10	60
Anlagensicherung	150	-	150
Summe	3 450	400	3 850

Neben den wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen führt der Betreiber in Eigenverantwortung weitere wiederkehrende Prüfungen durch, die primär der Erhöhung der Verfügbarkeit dienen.

Bei den Prüfungen und der Auswertung der Betriebserfahrungen wird insbesondere auch die rechtzeitige Erkennung von alterungsbedingten Ausfallursachen verfolgt. Alterungsbedingte Ausfallursachen sind häufig auf systematische Phänomene zurückzuführen. Hinsichtlich der Alterung sind im Regelwerk zu bestimmten Anlagenteilen spezielle Anforderungen enthalten (z. B. Ermüdungsanalysen bei der Komponentenauslegung oder bei den Typprüfungen leittechnischer Komponenten gemäß [KTA 3503] oder [KTA 3504]). Auf Grund der hohen Prüfhäufigkeit der Sicherheitseinrichtungen in deutschen Kernkraftwerken wird in der Regel bereits beim Beginn des Alterungsprozesses das Phänomen erkannt und es werden Gegenmaßnahmen eingeleitet. Deshalb sind alterungsbedingte Ausfälle, die auf systematische Phänomene zurückzuführen sind, bisher auch nur sehr selten zu beobachten. Einen Sonderfall der Alterung stellt die Neutronenversprödung der druckführenden Wandung des Reaktordruckbehälters dar. Zur Feststellung der Änderungen der Materialeigenschaften infolge Neutronenbestrahlung sind Einhängeproben des Originalwerkstoffes des Reaktordruckbehälters über der gesamten Betriebszeit in mehreren Intervallen zu überprüfen. Aus den Ergebnissen werden bruchmechanische Kennwerte abgeleitet, die der Integritätsbewertung des Reaktordruckbehälters zugrunde

gelegt werden. Entsprechende Ergebnisse liegen für alle Anlagen vor und weisen eine ausreichende Zähigkeit bis zum Ende der vorgesehenen Betriebszeit aus. Ebenso werden regelmäßig die behördlich auf der Basis des konventionellen Regelwerks geforderten Prüfungen durch den Betreiber durchgeführt (z. B. nach der Betriebssicherheitsverordnung).

Überprüfungen im Rahmen der Bundes- und Landesaufsicht

Die kontinuierliche atomrechtliche Aufsichtstätigkeit der Bundesländer hat einen Umfang von 30-40 Personenjahren (einschließlich Sachverständige) pro Jahr und Kernkraftwerksblock. Die Bundesaufsicht hat die Aufgabe eine einheitlich gute Qualität der Landesaufsicht, insbesondere die bundeseinheitliche Berücksichtigung neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse, zu sichern. Sie lässt sich dabei von der RSK beraten.

Meldepflichtige Ereignisse, Veränderungen der Anlage oder ihres Betriebes, Instandhaltungsvorgänge oder neuere Erkenntnisse über die erforderliche Sicherheit können dazu führen, dass die Aufsichtsbehörde eine Sicherheitsüberprüfung bestimmter Systeme, Komponenten oder Sachverhalte verlangt. Solche Sicherheitsüberprüfungen können auch probabilistische Analysen umfassen. Diese Überprüfungen und Analysen werden in der Regel vom Betreiber durchgeführt und von den zugezogenen Sachverständigen bewertet.

Aus anlagenspezifischen Prüfungen während des Betriebs sowie aus der Auswertung der nationalen und internationalen Betriebserfahrung resultierten vielfältige anlagenspezifische Verbesserungen, die sich in der Regel auf Einzelkomponenten und Instandhaltungsmaßnahmen bezogen. Auf diese Verbesserungen bei einzelnen Anlagen wird hier nicht näher eingegangen. Darüber hinaus gab es Änderungen, die jeweils eine größere Anzahl von Anlagen betrafen. Diese Änderungen sind in der weiter unten folgenden tabellarischen Zusammenstellung der Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen aufgeführt (Tabelle 14-3).

Vor dem Hintergrund des schweren Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl erfolgte eine Sicherheitsüberprüfung aller deutschen Kernkraftwerke durch die Reaktor-Sicherheitskommission. Ein Schwerpunkt der Untersuchungen lag im auslegungsüberschreitenden Bereich; diese Untersuchungen führten zu Vorschlägen für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (→ Kapitel 18 (i)). Es wurde empfohlen, alle 10 Jahre periodische Sicherheitsüberprüfungen durchzuführen.

Sicherheitsüberprüfung

Seit Anfang der neunziger Jahre werden periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) nach bundeseinheitlichen Kriterien durchgeführt. Sie umfassen einen deterministischen und einen probabilistischen Teil und ergänzen die kontinuierliche Überprüfung im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht. Die Ergebnisse der PSÜ sind der Aufsichtsbehörde vorzulegen und werden in der Regel von unabhängigen Sachverständigen im Auftrag der Aufsichtsbehörde begutachtet. Zur Durchführung dieser PSÜ im Abstand von zehn Jahren hatten sich die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke seinerzeit freiwillig verpflichtet. Für sieben Kernkraftwerke ist die Durchführung durch Auflage im Genehmigungsbescheid festgelegt.

In der Änderung des Atomgesetzes vom April 2002 ist die Durchführung einer zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung gesetzlich festgeschrieben. Wegen der Beendigung der gewerblichen Nutzung der Kernenergie wird die Sicherheitsüberprüfung nicht mehr als

„periodisch“ bezeichnet. Die Termine zur Vorlage der SÜ wurden in das Atomgesetz übernommen (siehe Tabelle 14-2). Die Pflicht zur Vorlage der Ergebnisse einer SÜ entfällt, wenn der Genehmigungsinhaber gegenüber der Aufsichtsbehörde und der Genehmigungsbehörde verbindlich erklärt, dass er den Leistungsbetrieb der Anlage spätestens drei Jahre nach dem im Atomgesetz zuletzt genannten Termin endgültig einstellen wird.

Tabelle 14-2 Umfassende Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke

	Kernkraftwerk		Typ	Vorlage der SÜ bei der Behörde
1	Obrigheim	KWO	DWR	31.12.1998
2	Stade *)	KKS	DWR	31.12.2000
3	Biblis A	KWB A	DWR	31.12.2001
4	Biblis B	KWB B	DWR	31.12.2000
5	Neckarwestheim 1	GKN 1	DWR	31.12.2007
6	Brunsbüttel	KKB	SWR	30.06.2001
7	Isar 1	KKI 1	SWR	31.12.2004
8	Unterweser	KKU	DWR	31.12.2001
9	Philippsburg 1	KKP 1	SWR	31.08.2005
10	Grafenrheinfeld	KKG	DWR	31.10.2008
11	Krümmel	KKK	SWR	30.06.2008
12	Gundremmingen B	KRB B	SWR	31.12.2007
13	Grohnde	KWG	DWR	31.12.2000
14	Gundremmingen C	KRB C	SWR	31.12.2007
15	Philippsburg 2	KKP 2	DWR	31.10.2008
16	Brokdorf	KBR	DWR	31.10.2006
17	Isar 2	KKI 2	DWR	31.12.2009
18	Emsland	KKE	DWR	31.12.2009
19	Neckarwestheim 2	GKN 2	DWR	31.12.2009
	Mülheim-Kärlich **)	KMK	DWR	-----

*) Beendigung des Leistungsbetriebes am 14. November 2003

**) Stilllegungsantrag gestellt

Der Durchführung der SÜ von Kernkraftwerken sind bundeseinheitliche Leitfäden für die deterministische und probabilistische Sicherheitsanalyse zugrunde zu legen. Die bestehenden Leitfäden [3-74] werden zurzeit überarbeitet, um sie an den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik anzupassen. Grundlage für die deterministische Sicherheitsbeurteilungen der Kernkraftwerke sind die in Anhang 3 zusammengestellten Störfälle, und darüber hinaus ein Spektrum von Notfallschutzmaßnahmen (→ Kapitel 18 (i)) für auslegungsüberschreitende Zustände. Die Zusammenstellung der Störfälle in Anhang 3 gibt den derzeit noch gültigen Stand der Leitfäden wieder.

Für alle 18 in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke sowie für das inzwischen abgeschaltete Kernkraftwerk Stade wurden deterministische Sicherheitsstatusanalysen und probabilistischen Sicherheitsanalysen durchgeführt.

Probabilistische Sicherheitsanalysen

In Deutschland wurde Mitte der 70er Jahre damit begonnen, probabilistische Sicherheitsanalysen ergänzend zur deterministischen Sicherheitsbeurteilung einzusetzen.

Die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A (1979), folgte methodisch weitgehend der US-amerikanischen „Reactor Safety Study“ WASH 1400 und untersuchte auch die durch die Radionuklidfreisetzungen verursachten Unfallfolgen entsprechend dem damaligen Kenntnisstand. In der Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (1985 bis 1989) wurden fortgeschrittene Methoden verwendet, allerdings beschränkte sich die Untersuchung auf die Ermittlung von Systemschadens- und Kernschadenshäufigkeiten und auf die Untersuchung der Vorgänge im Sicherheitsbehälter nach dem Kernschmelzen ohne die Ermittlung von Freisetzungshäufigkeiten. Zur Weiterentwicklung der Methoden der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) und zu ihrer Erprobung wurden seitdem für verschiedene Kernkraftwerke PSA als Forschungs- und Entwicklungsvorhaben außerhalb des atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahrens durchgeführt.

In den Jahren 1990 bis 2000 wurden probabilistische Sicherheitsanalysen als Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfung für alle deutschen Kernkraftwerke erstellt. Die für die probabilistische Sicherheitsanalyse anzuwendenden Methoden und Daten sind in ergänzenden Dokumenten zu den behördlichen Leitfäden [3-74] beschrieben. Im Hinblick auf die nunmehr für alle Anlagen obligatorische und im Analyseumfang erweiterte Durchführung von PSA in der gesetzlich vorgeschriebenen Sicherheitsüberprüfung (SÜ) wird der PSA-Leitfaden zurzeit überarbeitet.

Inzwischen liegen für alle deutschen Kernkraftwerke probabilistische Sicherheitsanalysen nach [3-74] vor, sie haben zu zahlreichen Erkenntnissen und Systemmodifikationen geführt.

Die Methoden und Datengrundlagen der probabilistischen Sicherheitsanalyse werden ständig weiterentwickelt. Deutliche Fortschritte wurden erzielt bei der Erweiterung der Untersuchungstiefe auf die Stufe 2 der PSA, der Einbeziehung des Nichtleistungsbetriebes, der genaueren Bewertung von Personalhandlungen und der Berücksichtigung der Entstehung und Auswirkung von Bränden. Ende 2000 wurde die PSA für eine Konvoi-Anlage fertig gestellt, bei der die verfügbaren weiterentwickelten Methoden zum Einsatz kamen. Ereignisse des Leistungsbetriebes wurden in einer PSA der Stufe 2, Ereignisse des Nichtleistungsbetriebes in einer PSA der Stufe 1 analysiert. Künftig sollen PSA der Stufe 2 im Rahmen aller Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt werden. Hinsichtlich der besonders sensiblen Frage der gemeinsam verursachten Ausfälle beteiligt sich Deutschland aktiv am internationalen Erfahrungs- und Datenaustausch (ICDE-International Common Cause Failure Data Exchange (OECD/NEA)). Auch auf anderen Gebieten der PSA beteiligt sich Deutschland intensiv am internationalen Erfahrungsaustausch.

Untersuchungen für SWR-Anlagen der Baulinie 69 befinden sich in der Bearbeitung und sollen Ende 2004 abgeschlossen werden. Ziel ist die behördliche Zustimmung zu den PSA-Methoden der Stufe 2 für den Leistungsbetrieb.

Internationale Überprüfungen, OSART-Missionen

In Deutschland wurden bislang auf entsprechenden Antrag hin vier OSART-Missionen der IAEA durchgeführt, und zwar bei den Kernkraftwerken Biblis A (DWR) 1986, Krümmel (SWR) 1987, Philippsburg 2 (DWR) 1987 und Grafenrheinfeld (DWR) 1991 (Mission) und 1993 (Follow-up Visit).

Für die bei diesen Missionen untersuchten Teilbereiche des Kraftwerksbetriebs

- Betriebsführung, Organisation und Administration,
- Personalschulung und Qualifikation,
- Anlagenbetrieb,
- Instandhaltung,
- Technische Unterstützung,
- Strahlenschutz,
- Chemie und
- Notfallplanung und -vorsorge,

ergaben sich in keinem Fall größere Mängel. Die vorgeschlagenen Verbesserungen zu Einzelpunkten wurden in den Anlagen umgesetzt, wie sich am Beispiel der Folge-Inspektion im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld zeigt. Zu diesem Zeitpunkt waren Anregungen nur in solchen Fällen noch nicht umgesetzt, bei denen der Genehmigungsprozess nicht abgeschlossen war oder zunächst eine bundeseinheitliche Regelung erfolgen sollte.

Für das Kernkraftwerk Philippsburg 2 ist für Oktober 2004 eine weitere OSART Mission vorgesehen.

Nachrüstungen und sicherheitstechnische Verbesserungen

Die Sicherheitsbewertungen während der Betriebszeit der Kernkraftwerke haben zu zahlreichen Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen der Anlagen geführt. In vielen Fällen waren hierfür Erkenntnisse aus PSA erforderlich, auch wenn diese freiwillig oder als Forschungsprojekte durchgeführt wurden. In der nachfolgenden Tabelle 14-3 sind die wesentlichen Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen aufgeführt. Informationen zu den einzelnen Nachrüstmaßnahmen sind dem ersten und dem zweiten nationalen Bericht zur Überprüfungskonferenz zu entnehmen.

Fazit der durchgeführten Sicherheitsbewertungen

Als Ergebnis der durchgeführten Sicherheitsbewertungen und der daraus resultierenden Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen ist festzuhalten, dass der genehmigte Sicherheitsstatus der Anlagen nicht nur erhalten sondern auch neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse während des Betriebs der Anlagen angemessen berücksichtigt wurden. Damit konnte die Sicherheit der Kernkraftwerke dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik weitgehend und soweit im Rahmen der Anlagenkonzeption möglich nachgeführt werden. Für das KKW Biblis A wurden von der Aufsichtsbehörde Auflagen zur Ertüchtigung der Anlage gemacht, die auf der Sicherheitsanalyse von 1991 für diese Anlage basieren. Diese Auflagen führten zu einer Vielzahl von Änderungsanträgen des Betreibers. Teile der geforderten Nachrüstungen sind bereits realisiert. Weitere Teile der beantragten Änderungen befinden sich jedoch noch im Genehmigungsverfahren.

Die Tabelle 14-3 gibt einen Überblick über wesentliche durchgeführte sicherheitstechnische Verbesserungen, aufgeschlüsselt nach den vier Generationen von Druckwasserreaktoren und den beiden Baulinien von Siedewasserreaktoren.

Tabelle 14-3 Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken nach Generationen und Baulinien getrennt

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

X Verbesserung durch Nachrüstung ● bereits in der Auslegung enthalten

Abgeschlossene Themen

Folgende im letzten Bericht als offen dargestellte Fragestellungen können als gelöst angesehen werden:

Rissbefunde in Schweißnähten von Rohrleitungen – zerstörungsfreie Prüfungen

Rissbefunde in Schweißnähten der druckführenden Umschließung der Kernkraftwerke Stade (chlorinduzierte Spannungsrisskorrosion im Grundwerkstoff) und Biblis A (Rissbefunde in der Pufferungszone von Mischschweißnähten) haben der Atomaufsicht des Bundes Anlass zur Prüfung gegeben, ob vergleichbare Komponenten in anderen Anlagen ebenfalls betroffen sind. GRS verfolgt im Auftrage des Bundes unerwartete Prüfbefunde bei WKP (soweit meldepflichtig). Es wurden umfangreiche zusätzliche Prüfungen von den deutschen Betreibern durchgeführt bzw. bestehende Prüfdokumentationen nachbewertet. Dabei ergaben sich keine Hinweise auf systematische Ursachen. Bis auf wenige kleinere unbedeutende Anzeigen gab es auch keine weiteren Prüfbefunde, die einer technischen Fachdiskussion bedurften.

Stellkraftreserven sicherheitstechnisch wichtiger Absperrschieber

In den Kernkraftwerken gibt es eine Vielzahl unterschiedlicher Absperrschiebertypen mit unterschiedlichen Konstruktionsmerkmalen, Einsatzbedingungen und Anforderungen, die auch in Störfällen zuverlässig funktionieren müssen. Da eine Prüfung der Armaturen unter realistischen Störfallbedingungen (z. B. Bruch einer Frischdampfleitung) nicht möglich ist, erfolgte der Nachweis der Funktionsfähigkeit vor allem durch analytische Berechnungen.

Seit 1990 sind Probleme an sicherheitstechnisch wichtigen Ventilen wegen erhöhter Reibbeiwerte in der Spindel-Spindelmutternverbindung bekannt. Seitdem sind verschiedene Anstrengungen unternommen worden, einen allgemein anerkannten Stand der Anforderungen zur Beurteilung und Nachweisführung der Funktion sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen zu erarbeiten. Mit Hilfe von Untersuchungen und Auswertungen von Einzeleffekten wie z. B. dem Reibverhalten von Stopfbuchspackungen oder an Sitzflächen und von Vergleichen von Funktionsversuchen unter Differenzdruck mit den Ergebnissen verschiedener rechnerischer Ansätze wurde das Verfahren zur Ermittlung der erforderlichen Stellmomente und zur Festigkeit der im Kraftfluss liegenden Bauteile seither weiterentwickelt. Parallel dazu wurden auf der Basis des jeweils erreichten Kenntnisstandes Bewertungen der in kerntechnischen Anlagen eingebauten Schieber und Ventile mit elektrischen Stellantrieben vorgenommen.

Zur Sicherstellung der Funktion von sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen wurde von der VGB das folgende Konzept entwickelt:

- Nachweis ausreichender Stellkräfte sowie der Integrität und Funktionsfähigkeit abhängig von den sicherheitsrelevanten Anforderungen,
- Konstruktionskriterien zur Sicherstellung der Funktion und zur Beurteilung der Anwendbarkeit der Berechnungsrichtlinie und
- Instandhaltungskriterien zum langzeitigen Erhalt der Funktion.

Dieses Konzept ist nach Beratungen zwischen Bund und Ländern umgesetzt worden.

Qualitätssicherung bei der Brennelementfertigung

Probleme bei der Qualitätssicherungsdokumentation in einer ausländischen Brennelementfabrik haben die Atomaufsicht des Bundes veranlasst, Maßnahmen für eine verbesserte Qualitätssicherung zu fordern. Der Sachverhalt wurde von Aufsichtsbehörden

und Gutachtern geprüft und führte zur Überprüfung und Verbesserung von Regelungen. Der KTA wird im Standardrevisionszyklus den Änderungsbedarfs von KTA 1401 prüfen.

Verhalten von Brennelementen mit Hüllrohren aus neuartigem Werkstoff

Bei einigen deutschen DWR-Anlagen sind Brennelemente mit neuartigen niobhaltigen Hüllrohren im Einsatz, die eine höhere betriebliche Korrosionsfestigkeit erwarten lassen. Die Atomaufsicht des Bundes veranlasste die umfassende Prüfung der Störfallfestigkeit dieses neuen Werkstoffes. Dabei wurde insbesondere das Verhalten bei hohem Abbrand berücksichtigt. Im Ergebnis kann festgehalten werden, dass kein Anlass besteht, die Notkühlkriterien zu ändern.

Weiterhin notwendige Aktivitäten

Hochabbrand von Brennelementen

Von den Betreibern der Kernkraftwerke ist geplant, die Zielabbrände für die Brennelemente weiter zu erhöhen. Die zur sicherheitstechnischen Bewertung erforderlichen konservativen Störfall- und Schadensumfanganalysen unter vollständiger Berücksichtigung der Hochabbrandeffekte liegen erst zum Teil vor. In diesem Zusammenhang werden auch Best Estimate Analysen unter Einbeziehung von Unsicherheitsanalysen betrachtet.

Die Atomaufsicht des Bundes hält weitere experimentelle Untersuchungen zum Brennstoffverhalten sowohl unter Betriebs- als auch unter Störfallbedingungen für erforderlich und wird die begonnenen Untersuchungen im Rahmen von OECD-Forschungsprogrammen, die auch von deutschen Betreibern unterstützt werden, fachlich begleiten. Weiterhin werden die Rechenverfahren zur Abschätzung des Brennstoff- und Brennstabverhaltens auf die Einbeziehung der zu erwartenden Hochabbrandeffekte geprüft.

Die in den Reaktoranlagen erreichten Abbrandwerte wurden erfasst. Die Betreiber berichteten über Betriebserfahrung und die vorliegende experimentelle Datenbasis für das Brennstabverhalten bei Leistungsrampen und bei Reaktivitätsstörfällen. Für Reaktivitätsstörfälle stützen sich die Nachweise auf japanische Experimente am Nuclear Safety Research Reactor (NSRR), und auf die französischen CABRI-REP-Na Versuche. Der Nachweis, dass die zulässigen Brennstabbelastungen nicht überschritten werden, wird mit dreidimensionalen Kernmodellen unter realistischen, wie auch unter konservativen Annahmen, geführt. Die deutschen Betreiber beteiligen sich an dem OECD-CABRI-Water Loop-Programm in Frankreich zur Vervollständigung der experimentellen Datenbasis für höhere Abbrände und für repräsentative Kühlungsbedingungen der Brennstäbe. Die Rechenverfahren zur Abschätzung des Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverluststörfall oder Reaktivitätsstörfall werden überprüft und weiterentwickelt bezüglich höherer Abbrände und niobhaltiger Hüllrohrwerkstoffe.

ATWS-Ereignisse

Die Pläne der Betreiber, den Zielabbrand der Brennelemente zu erhöhen und den Einsatz von MOX-Brennelementen zu erhöhen, hat die Atomaufsicht des Bundes zum Anlass genommen, die Sicherheitsreserven bei der Beherrschung von ATWS-Ereignissen zu überprüfen. Die Beherrschung der ATWS-Fälle für DWR wird in Deutschland für jede neue Kernbeladung überprüft, die Anforderungen sind in den RSK-Leitlinien festgelegt [4-1]. Zudem fordert die RSK, den Störfall auch ohne Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen zu beherrschen. In zusätzlichen Untersuchungen wird der Einfluss der Kernausslegung auf die Voidreaktivitätskurve und die Sensitivität des maximalen Druckes von der Wirksamkeit verschiedener Systemfunktionen bestimmt.

Deborierung

Thermohydraulische Berechnungen haben ergeben, dass bei kleinen Leckstörfällen die erforderliche Borkonzentration im Kern möglicherweise nicht durchgängig gewährleistet ist und somit die Unterkritikalität nicht erhalten bleibt.

Neue Versuchsergebnisse aus PKL und ROCOM und Fachberichte zur Übertragung der Versuchsergebnisse auf die Reaktoranlage wurden vorgelegt. Für die bisherigen Kernbeladungen sind qualifizierte Nachweise für die minimale Borkonzentration am Kerneintritt erbracht worden. Die Arbeiten zur Absicherung der Analysemethoden zur Bestimmung der produzierten und akkumulierten Kondensatmenge, zum Transport des Kondensats zum Kern und zur Vermischung des Kondensats mit hochboriertem Kühlmittel, insbesondere im unteren Plenum, werden fortgesetzt.

Digitale Leittechnik

Gegenwärtig wird in einigen deutschen Kernkraftwerken bereits digitale Leittechnik für sicherheitsrelevante Funktionen eingesetzt. In den kommenden Jahren wird im zunehmenden Maße die Um- und Nachrüstung von Sicherheitsleittechnik in deutschen Kernkraftwerken auf der Basis rechnergestützter Systeme erwartet, da analog aufgebaute, fest verdrahtete Systeme nicht mehr hergestellt und entsprechende Ersatzteile nicht mehr verfügbar sein werden. Anforderungen an rechnergestützte Systeme mit Sicherheitsrelevanz existieren im kerntechnischen Regelwerk derzeit nur ansatzweise. Die Leitlinien der RSK benennen nur allgemeine Anforderungen an die software-basierte Sicherheitsleittechnik. Für die praktische Prüfung und Bewertung im atomrechtlichen Verfahren reichen sie jedoch nicht aus. Zur Aufstellung der erforderlichen detaillierten Anforderungen wird sich die Atomaufsicht des Bundes stärker als bisher an der internationalen Normenerstellung beteiligen und die Übertragbarkeit und Vereinbarkeit mit den sicherheitstechnischen Anforderungen in Deutschland sicherstellen. Dies gilt insbesondere für den Einsatz vorgefertigter Hard- und Software im Sicherheitssystem.

Abbau von Wasserstoff bei Kernschmelzunfällen

Derzeit sind bis auf das Kernkraftwerk Obrigheim und Biblis-A in allen deutschen DWR katalytische Rekombinatoren zum Wasserstoffabbau nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen mit Kernschmelze im Sicherheitsbehälter eingebaut. Es bestehen aber noch offene Fragen hinsichtlich der ungewollten Zündung von Wasserstoff durch die passiven Rekombinatoren (→ Kapitel 18 (i)).

Beeinträchtigung der Wasseransaugung aus dem Sumpfraum

Erkenntnisse aus US-amerikanischen Versuchen gaben der Atomaufsicht des Bundes dazu Anlass, die aufgrund des Ereignisses im schwedischen Kernkraftwerk Barsebäck in deutschen Kernkraftwerken veranlassten Maßnahmen erneut zu überprüfen. Diese Maßnahmen sollen sicherstellen, dass bei Kühlmittelverluststörfällen, bei denen die Kernkühlung durch Wasser aus dem Sumpfraum des Reaktors erfolgen muss, die Wasseransaugung nicht gravierend durch Fasern von Rohrleitungsisoliermaterial oder andere Materialien beeinträchtigt wird. Nach der erneuten Überprüfung ist sicherzustellen, dass ausreichende Konservativitäten vorhanden sind. Versuche zu Einzelaspekten werden zurzeit durchgeführt und sind z. T. bereits abgeschlossen. Die RSK entwickelte eine Bewertungsgrundlage, die die nationalen und internationalen Erkenntnisse berücksichtigt.

Kapitel 14: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

Siehe Abschnitt „Abgeschlossene Themen“

Kapitel 14: Zukünftige Aktivitäten

Siehe Abschnitt „Weiterhin notwendige Aktivitäten“

15 Strahlenschutz

Grundlagen

Die rechtliche Grundlage für den Umgang mit radioaktiven Stoffen ist die Strahlenschutzverordnung [1A-8]. Sie enthält Vorschriften, mit denen Menschen und Umwelt vor Schäden durch ionisierende Strahlung zivilisatorischen und natürlichen Ursprungs geschützt werden. Es werden darin Anforderungen und Grenzwerte festgelegt, die bei einer Nutzung radioaktiver Stoffe zu Grunde zu legen sind. Hierzu zählt auch der Umgang mit Kernbrennstoffen sowie Errichtung, Betrieb und Stilllegung von Kernanlagen im Sinne des § 7 des Atomgesetzes.

Die Verordnung wurde im Laufe der Zeit mehrfach geändert, neu gefasst und an die jeweiligen EURATOM-Grundnormen [1F-18] angepasst. Diese geben den Rahmen im Strahlenschutz für die Europäische Union vor. Die Novellierung der Strahlenschutzverordnung zur Angleichung an die EURATOM-Grundnormen von 1996 trat am 1. August 2001 in Kraft. Die gesetzlichen Voraussetzungen hierfür wurden zuvor durch die Novellierung des Atomgesetzes vom 3. Mai 2000 geschaffen.

Die Strahlenschutzverordnung regelt auch die Genehmigungs- und Anzeigepflicht für den Umgang mit künstlich erzeugten radioaktiven Stoffen, für ihre Ein- und Ausfuhr und ihre Beförderung und schreibt organisatorische und physikalisch-technische Schutzmaßnahmen und medizinische Überwachungen vor. Zum Geltungsbereich gehört auch der Umgang mit natürlich vorkommenden radioaktiven Stoffen.

Maßgeblich für Tätigkeiten im Bereich des Strahlenschutzes sind die in § 6 Strahlenschutzverordnung formulierten Strahlenschutzgrundsätze:

- Jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt ist zu vermeiden.
- Jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt ist unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalles auch unterhalb der festgesetzten Grenzwerte so gering wie möglich zu halten.

Gemeinsam mit dem Verhältnismäßigkeitsprinzip, das als Verfassungsgrundsatz stets zu berücksichtigen ist, ergibt sich aus diesen Grundsätzen ein Minimierungsgebot für die Strahlenexposition.

Die wesentlichen in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte werden in den folgenden Textabschnitten behandelt und sind in Tabelle 15-1 zusammengestellt. Erstmals sind umfangreiche Regelungen zur Freigabe radioaktiver Stoffe (→ Kapitel 19 (viii)) in der Strahlenschutzverordnung festgelegt worden.

Beruflich strahlenexponierte Personen

Als Grenzwert der Körperdosis für beruflich strahlenexponierte Personen ist eine effektive Dosis von maximal 20 mSv im Kalenderjahr vorgeschrieben. Weitere Grenzwerte sind für Organe und Gewebe festgelegt. Personen unter 18 Jahren und gebärfähige Frauen unterliegen strengeren Grenzwerten. Ein ungeborenes Kind darf durch die Berufstätigkeit der Mutter nicht mehr als 1 mSv erhalten. Die Summe der in allen Kalenderjahren ermittelten effektiven Dosen beruflich strahlenexponierter Personen darf die Lebenszeitdosis von 400 mSv nicht überschreiten.

Abweichend von diesen Grenzwerten können Strahlenexpositionen zugelassen werden, um Gefahren für Personen abzuwehren. Die aus solchen Anlässen erhaltenen Körperdosen dürfen in einem Kalenderjahr 100 mSv und 250 mSv nur einmal im Leben nicht überschreiten.

Die neue Strahlenschutzverordnung enthält für den Zeitraum bis zum Jahr 2005 Übergangsvorschriften, die an die Grenzwerte der alten Strahlenschutzverordnung anknüpfen, aber dennoch den EURATOM-Grundnormen gerecht werden. Die Tabelle 15-1 stellt die Werte der neuen Strahlenschutzverordnung dar.

An Personen, die sich im Kontrollbereich aufhalten, sind die Körperdosen zu ermitteln. Dazu wird in der Regel die Personendosis gemessen. Beruflich strahlenexponierte Personen werden von behördlich dazu ermächtigten Ärzten in Abhängigkeit zur Expositions-kategorie (A oder B) untersucht.

Die Strahlenschutzverordnung regelt weiterhin die Dokumentation der Personendosen und der Ergebnisse der ärztlichen Überwachung sowie die Anzeige- und Meldepflichten gegenüber der Aufsichtsbehörde. Daten über die Strahlenexposition beruflich strahlenexponierter Personen werden zur Überwachung der Einhaltung von Dosisgrenzwerten und der Beachtung der Strahlenschutzgrundsätze in einem beim Bundesamt für Strahlenschutz geführten Register erfasst.

Die Auslegung des Kernkraftwerks ist so durchzuführen, dass die Schutzvorschriften der Strahlenschutzverordnung für die in Kernkraftwerken tätigen beruflich strahlenexponierten Personen eingehalten werden können. Der Konstrukteur muss die für den Strahlenschutz wichtigen Gesichtspunkte bereits bei der Konstruktion berücksichtigen [3-43], [KTA 1301]. Organisatorische und technische Maßnahmen zum Schutz der im Kernkraftwerk tätigen Personen vor Strahlenexposition während des Anlagenbetriebes sind ebenfalls in [KTA 1301] beschrieben.

Strahlenexposition der Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb

Für die Strahlenexposition der Bevölkerung durch kerntechnische Anlagen im bestimmungsgemäßen Betrieb gelten die in den §§ 46 und 47 der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte und Anforderungen.

Für die effektive Dosis durch Direktstrahlung einschließlich der Strahlenexpositionen aus Ableitungen ist als Grenzwert 1 mSv im Kalenderjahr festgelegt. Darüber hinaus existieren Grenzwerte für einzelne Organe und Gewebe.

Die technische Auslegung und der Betrieb einer Anlage oder Einrichtung ist so zu planen, dass die durch Ableitung radioaktiver Stoffe aus diesen Anlagen oder Einrichtungen mit Luft oder Wasser bedingte Strahlenexposition der Bevölkerung jeweils den Grenzwert der effektiven Dosis im Kalenderjahr von 0,3 mSv nicht überschreitet. Weitere Grenzwerte gelten für einzelne Organe und Gewebe.

Radioaktive Ableitungen werden nuklidspezifisch bilanziert und ermöglichen damit die Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung der Anlagen. Die dabei zu verwendenden Rechenmodelle und Parameter sind in der Strahlenschutzverordnung und in einer Allgemeinen Verwaltungsvorschrift [2-1] angegeben. Danach ist die Strahlenexposition für eine Referenzperson an den ungünstigsten Einwirkungsstellen zu berechnen. Die ungünstigsten Einwirkungsstellen sind die Stellen in der Umgebung der Anlage, die aufgrund der Verteilung der abgeleiteten radioaktiven Stoffe in der Umgebung bei Aufenthalt von Personen oder durch Verzehr dort erzeugter Lebensmittel die höchste

Strahlenexposition der Referenzperson erwarten lassen. Für die Referenzperson werden ungünstige Ernährungsgewohnheiten und Aufenthaltszeiten angenommen, so dass die zu erwartende Strahlenexposition des Menschen keinesfalls unterschätzt wird.

Strahlenexposition der Bevölkerung bei Störfällen

Zentraler Sachpunkt, der im Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke überprüft wird, sind die geplanten baulichen oder sonstigen technischen Schutzmaßnahmen gegen Auslegungstörfälle (→ Kapitel 18 (i)). Hierzu ist nach § 49 der Strahlenschutzverordnung nachzuweisen, dass unbeschadet des Minimierungsgebotes als effektive Dosis in der Umgebung der Anlage auch im Störfall der Planungswert von 50 mSv (berechnet über alle Expositionspfade als 50-Jahre-Folgedosis) nicht überschritten wird. Weitere Planungswerte gelten für einzelne Organe und Gewebe. Die für die Nachweisführung zu benutzenden radiologischen Berechnungsmethoden und -annahmen sind in den Berechnungsgrundlagen [3-33] festgelegt. Für andere kerntechnische Anlagen legen die zuständigen Behörden nach § 50 der Strahlenschutzverordnung Art und Umfang der Schutzmaßnahmen unter Berücksichtigung des Einzelfalls, insbesondere des Gefährdungspotenzials der Anlage und der Wahrscheinlichkeit des Eintritts des Störfalls fest.

Emissionsüberwachung

Die Ableitungen aus kerntechnischen Anlagen müssen nach § 48 der Strahlenschutzverordnung überwacht und nach Art und Aktivität spezifiziert der zuständigen Behörde mindestens jährlich angezeigt werden.

Die grundsätzliche Forderung einer Emissionsüberwachung wird in konkrete Messprogramme umgesetzt. Diese Messprogramme sind in der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung [3-23] festgelegt. Die Richtlinie gibt in einem allgemeinen Teil die Zielsetzungen und Grundsätze der Emissions- und Immissionsüberwachung an und erläutert zudem die für alle kerntechnischen Anlagen gültigen Anforderungen. In den Anhängen wird das Messprogramm - differenziert nach der Art der kerntechnischen Anlage - konkret aufgelistet.

Der Anhang A für Kernkraftwerke verweist bei der Emissionsüberwachung auf Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA). In der Regel [KTA 1503.1] wird die Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft von Kernkraftwerken bei bestimmungsgemäßem Betrieb geregelt, in [KTA 1503.2] die Überwachung bei Störfällen. Die entsprechenden Anforderungen an die Messungen zur Überwachung der Ableitungen mit dem Abwasser findet man in [KTA 1504].

Das in der Richtlinie [3-23] festgelegte Emissionsüberwachungsprogramm führt der Betreiber der kerntechnischen Anlage in Eigenverantwortung durch. Die Messergebnisse werden der Aufsichtsbehörde vorgelegt.

Zur Beurteilung der radiologischen Auswirkungen von Emissionen im bestimmungsgemäßen Betrieb sowie bei Auslegungstörfällen oder schweren Störfällen werden die für die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe bedeutsamen meteorologischen und hydrologischen Parameter standortspezifisch vom Betreiber erfasst. In der Regel wird eine meteorologische Instrumentierung eingesetzt, die alle meteorologischen Größen fortlaufend erfasst, die für Ausbreitungsrechnungen erforderlich sind [KTA 1508]. Für die Erfassung der Ausbreitungsverhältnisse und Ablagerungsbedingungen im Vorfluter werden im Wesent-

lichen der mittlere jährliche Abfluss und der mittlere Abfluss für das Sommerhalbjahr bestimmt.

Die Dosis durch Direktstrahlung wird durch Messungen der Ortsdosis am Zaun der Anlage direkt überwacht.

Neben den Überwachungseinrichtungen des Betreibers gibt es auch Überwachungsmessstellen der Behörde, z. B. im Kamin, die ihre Messwerte direkt über die KFÜ-Datenleitung der Behörde melden (siehe unten). Die Bilanzierungsmessungen der Betreiber an Wochen-, Monats-, Quartals- und Jahresproben für Luft und Wasser werden regelmäßig durch ein unabhängiges Labor überprüft [3-44].

Immissionsüberwachung

Die Betreiber der Kernkraftwerke führen nach § 48 der Strahlenschutzverordnung ein behördlich angeordnetes Programm zur Immissionsüberwachung in der Umgebung der Anlage durch. Zusätzlich zu den Immissionsmessungen des Betreibers werden von der zuständigen Behörde routinemäßige Immissionsüberwachungen in der Umgebung durch eine unabhängige Institution veranlasst. Sie sollen die Emissionsüberwachung ergänzen mit den Zielen:

- die Aktivitätsabgaben zusätzlich zu kontrollieren,
- die Einhaltung der Dosisgrenzwerte in der Umgebung zu verifizieren und
- langfristige Akkumulationen in der Umwelt zu erkennen.

Verwaltungsbehörden des Bundes führen Vergleichsmessungen und Vergleichsanalysen zur Qualitätssicherung durch.

In den Anhängen zur Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen [3-23] sind die Programme zur Immissionsüberwachung der Umgebung vor Inbetriebnahme und im bestimmungsgemäßen Betrieb für Kernkraftwerke, Brennelementfabriken, Brennelement-Zwischenlager und Endlager jeweils für den Genehmigungsinhaber und die unabhängige Institution spezifiziert.

Um eine Erhöhung der Radioaktivität in der Umgebung kerntechnischer Anlagen über den schon vorhandenen Untergrund erkennen zu können, müssen zwei Jahre vor der Inbetriebnahme Null-Pegel-Messungen durchgeführt werden, deren Umfang sich an den Messungen für den bestimmungsgemäßen Betrieb orientieren. Darüber hinaus wird präzisiert, zu welchem Zeitpunkt und in welchem Umfang Überwachungsmaßnahmen nach der Stilllegung und dem sicheren Einschluss entfallen können oder weitergeführt werden müssen.

Die Richtlinie [3-23] fordert ferner, dass der Genehmigungsinhaber und die unabhängigen Institutionen Probenahme-, Mess- und Auswerteverfahren für einen Störfall oder Unfall im erforderlichen Umfang bereithalten und erproben. Entsprechend sind in den Anhängen Störfallmessprogramme spezifiziert, sowohl für den Genehmigungsinhaber als auch für die unabhängige Institution. Diese Messprogramme sollen in einem Ereignisfall als erste Maßnahme durchgeführt werden. Sie sind so konzipiert, dass mit den aufgeführten Messungen die radiologische Situation schnell erfasst und bewertet werden kann.

Bei der Aufstellung der Überwachungsprogramme sind alle Expositionspfade zu berücksichtigen, die zu einer Strahlenexposition des Menschen führen können. Die Probenahmen und die Messungen sind so gestaltet, dass relevante Dosisbeiträge durch äußere Bestrahlung, durch Inhalation und Ingestion im bestimmungsgemäßen Betrieb erkennbar sowie im Störfall oder Unfall ermittelbar sind.

Fernüberwachung von Kernkraftwerken

Wie dargelegt, wird die Eigenüberwachung des Genehmigungsinhabers durch verschiedene unabhängige Messprogramme kontrolliert. Meist handelt es sich um Proben über einen kürzeren oder längeren Zeitraum, also diskontinuierliche Kontrollen. Eine kontinuierliche Kontrolle der aktuellen Kraftwerkparameter wird über die Fernüberwachung von Kernkraftwerken (KFÜ) [3-54] vorgenommen. Eine Auswahl von Messgrößen aus:

- Betrieb,
- Emissionsüberwachung,
- Immissionsüberwachung und
- Meteorologie

wird online an die zuständige Aufsichtsbehörde des Landes gemeldet. Dieses System arbeitet sowohl im bestimmungsgemäßen Betrieb als auch im Störfall oder Unfall, soweit die Instrumentierung geeignet und noch verfügbar ist.

Integriertes Mess- und Informationssystem

Zusätzlich zur Standortüberwachung der Kernkraftwerke wie bisher geschildert wird nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz [1A-5] eine großräumige Messung des Strahlenpegels auf dem Gebiet der Bundesrepublik durch das Integrierte Mess- und Informationssystem zur Überwachung der Umweltradioaktivität (IMIS) vorgenommen. Durch die Messungen lassen sich schon geringfügige Änderungen der Umweltradioaktivität schnell und zuverlässig erfassen und bewerten und die Öffentlichkeit gegebenenfalls informieren. Dieses Mess- und Informationssystem ist permanent im Einsatz. Bei erhöhten Messwerten wird auf Veranlassung des Bundesumweltministeriums vom Routinebetrieb auf einen Intensivbetrieb umgeschaltet, der im Wesentlichen in einer erhöhten Mess- und Probenahmefrequenz besteht.

Das bundesweite Messnetz umfasst mehr als 2 000 Messstellen, deren Daten bei der Zentralstelle des Bundes zur Überwachung der Umweltradioaktivität im Bundesamt für Strahlenschutz zusammenlaufen und von dort an das Bundesumweltministerium weitergeleitet werden. Der Umfang und die Verfahren der erforderlichen Messungen sind in der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift [2-4] sowie den Richtlinien für den Routinebetrieb [3-69] und den Intensivbetrieb [3-69-2] festgelegt. Die Ergebnisse werden auch im internationalen Informationsaustausch verwendet (→ Kapitel 16 (2)). Es werden ständig zwei Karten der Umweltradioaktivität im Internet bereitgestellt, die wöchentlich aktualisiert werden.

Ergebnisse des Strahlenschutzes in Kernkraftwerken

Die Daten über die Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Luft und Wasser aus kerntechnischen Anlagen in Deutschland und die Werte der daraus resultierenden Strahlenexposition werden in den jährlichen Berichten der Bundesregierung an den Deutschen Bundestag über „Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung“ und ausführlicher in den gleichnamigen Jahresberichten des Bundesumweltministeriums veröffentlicht. Die bilanzierten Jahresableitungen liegen im Allgemeinen deutlich unter den für jede Anlage separat behördlich genehmigten Emissionsgrenzwerten, zum größten Teil bei nur wenigen Prozenten dieser Werte. Daher sind auch die aus den Ableitungen berechneten Werte der Strahlenexposition der Bevölkerung in der Regel kleiner als 5 % der in der Strahlenschutzverordnung bisher festgelegten Dosisgrenzwerte.

Tabelle 15-2 Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft aus Kernkraftwerken 2002

	Edelgase [Bq]	Aerosole [Bq]	Iod 131 [Bq]	Tritium [Bq]	C-14 [Bq]
Druckwasserreaktoren					
Obrigheim	1,3 E+12	2,1 E+05	2,2 E+04	9,8 E+10	6,2 E+10 ¹⁾
Stade	1,7 E+12	1,1 E+05	2,4 E+06	6,5 E+11	9,5 E+10 ²⁾
Biblis A	3,8 E+11	1,5 E+06	2,3 E+04	4,8 E+11	3,1 E+11 ³⁾
Biblis B	4,4 E+11	2,2 E+05	1,9 E+05	1,9 E+11	2,0 E+11 ⁴⁾
Neckarwestheim 1	4,4 E+11	3,0 E+05	7,4 E+04	1,2 E+11	2,3 E+11 ⁵⁾
Unterweser	3,0 E+12	7,3 E+05	u. N. ^{*)}	4,2 E+11	6,9 E+10
Grafenrheinfeld	7,6 E+10	1,7 E+06	u. N.	2,5 E+11	2,6 E+11
Grohnde	2,8 E+11	1,1 E+05	8,6 E+06	5,8 E+11	3,6 E+11 ⁶⁾
Philippsburg 2	3,2 E+12	1,8 E+05	3,9 E+05	2,9 E+11	2,2 E+11 ⁷⁾
Mülheim-Kärlich	u. N.	u. N.	u. N.	u. N.	3,0 E+10
Brokdorf	1,7 E+12	u. N.	1,5 E+06	2,5 E+11	3,3 E+11 ⁸⁾
Isar 2	2,8 E+11	u. N.	u. N.	3,7 E+11	4,5 E+11 ⁹⁾
Emsland	1,5 E+11	2,3 E+04	u. N.	1,4 E+12	4,0 E+11 ¹⁰⁾
Neckarwestheim 2	3,5 E+11	5,3 E+04	u. N.	2,0 E+11	2,2 E+11 ¹¹⁾
Siedewasserreaktoren					
Brunsbüttel	7,4 E+11	4,8 E+06	1,8 E+06	4,4 E+10	1,7 E+11
Isar 1	9,8 E+11	u. N.	6,9 E+06	6,7 E+10	3,1 E+11
Philippsburg 1	6,6 E+10	3,5 E+06	6,1 E+06	3,5 E+10	5,5 E+11
Krümmel	1,2 E+12	7,5 E+06	2,6 E+08	3,8 E+10	9,8 E+10
Gundremmingen B+C	1,4 E+12	4,3 E+04	4,6 E+07	1,2 E+12	9,8 E+11

*) u.N. : Messwert lag unter der Nachweisgrenze

- | | |
|--|---|
| 1) davon entfallen 1,7 E+10 Bq auf CO ₂ | 7) davon entfallen 8,5 E+10 Bq auf CO ₂ |
| 2) davon entfallen 1,4 E+10 Bq auf CO ₂ | 8) davon entfallen 1,0 E+11 Bq auf CO ₂ |
| 3) davon entfallen 3,2 E+10 Bq auf CO ₂ | 9) davon entfallen 1,7 E+11 Bq auf CO ₂ |
| 4) davon entfallen 3,7 E+10 Bq auf CO ₂ | 10) davon entfallen 2,0 E+11 Bq auf CO ₂ |
| 5) davon entfallen 4,9 E+09 Bq auf CO ₂ | 11) davon entfallen 1,0 E+11 Bq auf CO ₂ |
| 6) davon entfallen 3,9 E+10 Bq auf CO ₂ | |

Die bilanzierten radioaktiven Stoffe bei Ableitungen aus den deutschen Kernkraftwerken im Jahre 2002 sind in Tabelle 15-2 und Tabelle 15-3 zusammengestellt. Für die Ableitungen von Tritium mit dem Abwasser aus den Anlagen mit Druckwasserreaktor werden technisch bedingt die Genehmigungsgrenzwerte zu etwa 35 % ausgeschöpft.

Die Personendosen der Beschäftigten in den deutschen Kernkraftwerken sind in den vergangenen Jahren kontinuierlich zurückgegangen. Die Abbildung 15-1 zeigt die mittleren Kollektivdosen pro Jahr und Anlage bezogen auf die Generationen und Baulinien. Die Spitze bei den Siedewasserreaktoren zu Beginn der 80er Jahre erklärt sich durch umfangreiche Nachrüstmaßnahmen im nuklearen Bereich.

Zum Rückgang der Personendosen haben vor allem die stetigen Verbesserungsmaßnahmen im Strahlenschutz- und Instandhaltungsbereich und bei der Betriebsführung beigetragen. Insbesondere ist hier auf die technische Auslegung der drei zuletzt in Betrieb gegangenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor hinzuweisen. Der konsequente

Verzicht auf kobalthaltige Werkstoffe in nahezu allen Komponenten des Primärsystems hat zu einer erheblichen Verringerung des Gehalts an Co-60 in den Korrosionsprodukten des Kühlwassers geführt und damit die Dosisleistung an den entsprechenden Komponenten gegenüber älteren DWR-Anlagen deutlich reduziert. Dies schlägt sich in den niedrigen kumulierten Personendosen für die Druckwasserreaktoren der 4. Generation, insbesondere während des jährlichen Anlagenstillstandes nieder (Abbildung 15-2).

Für SWR wurde in den 90er Jahren eine Reduktion der Personendosis für Betriebs- und Fremdpersonal erreicht vor allem durch zwei Maßnahmen:

- Entfall des Lagerdruckwassersystems durch Umbau der internen Zwangsumwälzpumpen der Baulinie 69
- und Verringerung der Anzahl der zu prüfenden Schweißnähte durch Rohrleitungstausch.

Im Wesentlichen wurde dadurch die Aufenthaltsdauer des Personals im strahlenschutzüberwachten Bereich deutlich verkürzt, was sich in der reduzierten Personendosis niederschlägt. Wie bei DWR zeigen sich auch bei SWR die strahlenschutztechnisch günstigeren Eigenschaften der neueren Baulinie.

Tabelle 15-3 Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken 2002

	Spalt- und Aktivierungsprodukte (ohne Tritium) [Bq]	Tritium [Bq]	α-Strahler [Bq]
Druckwasserreaktoren			
Obrigheim	6,0E+07	5,9E+12	u. N. *)
Stade	1,4E+07	3,3E+12	u. N.
Biblis A	3,0E+08	1,7E+13	u. N.
Biblis B	2,2E+08	1,5E+13	u. N.
Neckarwestheim 1	4,6E+05	1,2E+13	u. N.
Unterweser	3,9E+08	1,2E+13	u. N.
Grafenrheinfeld	2,3E+07	2,1E+13	u. N.
Grohnde	2,4E+07	1,8E+13	u. N.
Philippsburg 2	3,9E+08	1,6E+13	u. N.
Mülheim-Kärlich	3,0E+07	1,4E+10	u. N.
Brokdorf	4,8E+06	1,8E+13	u. N.
Isar 2	8,3E+04	1,9E+13	u. N.
Emsland	1,8E+04	1,5E+13	u. N.
Neckarwestheim 2	1,7E+08	1,7E+13	u. N.
Siedewasserreaktoren			
Brunsbüttel	3,4E+08	1,3E+11	u. N.
Isar 1	6,1E+07	3,5E+11	u. N.
Philippsburg 1	2,0E+08	4,6E+11	u. N.
Krümmel	9,9E+06	6,1E+11	u. N.
Gundremmingen B+C	7,3E+08	5,9E+12	u. N.

*) u.N. : Messwert lag unter der Nachweisgrenze

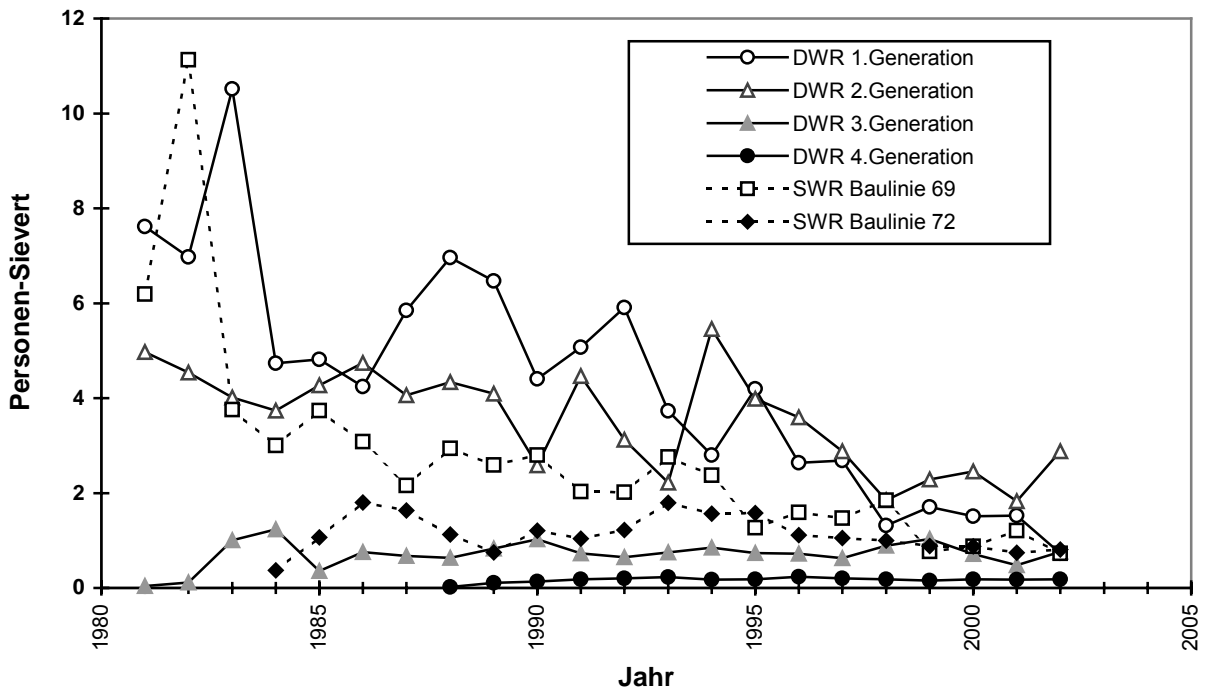
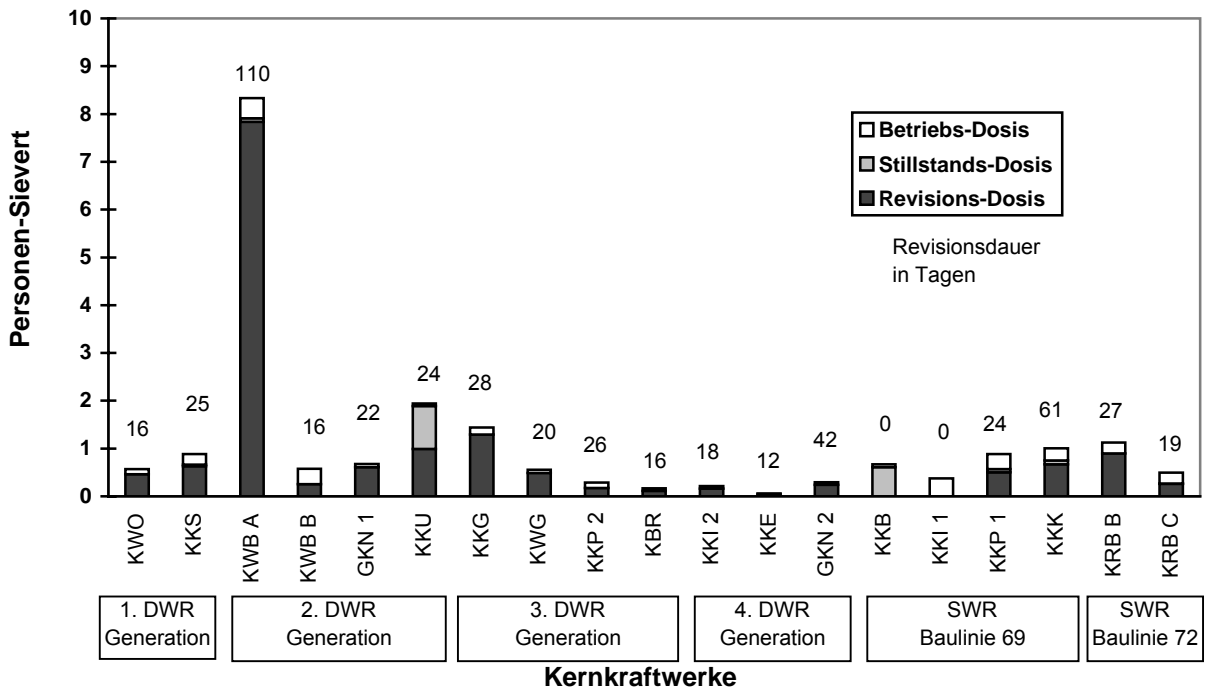


Abbildung 15-1 Mittlere Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage



Betriebsdosis: Kollektivdosis bei Leistungsbetrieb
 Stillstands-dosis: Kollektivdosis bei anderen Anlagenstillständen
 Revisionsdosis: Kollektivdosis bei Anlagenrevision

Abbildung 15-2 Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 2002 getrennt nach Betriebszuständen

In dem Zehnjahreszeitraum 1994 - 2003 waren bis zu 20 Kernkraftwerke (ohne Mülheim-Kärlich) in Betrieb, das sind insgesamt 191 Reaktorbetriebsjahre. Während des Betriebes dieser Kernkraftwerke, d. h. ohne die Zeiten nach der endgültigen Betriebseinstellung von zwei dieser Anlagen, wurden insgesamt 1191 Ereignisse gemeldet, die nach den Kriterien der atomrechtlichen Meldeverordnung [1A-17] meldepflichtig waren (→ Kapitel 19 (vi)). Davon waren 28 Ereignisse mit radiologischen Auswirkungen verbunden, die alle auf die Anlage selber beschränkt blieben. Bei keinem dieser Fälle sind Grenzwertüberschreitungen bei Abgaben mit Abluft oder Abwasser oder messbare Freisetzungen radioaktiver Stoffe außerhalb des umgrenzten Anlagengeländes aufgetreten. Auch sind mit diesen Ereignissen keine Überschreitungen zulässiger Personendosen verbunden gewesen.

16 Notfallvorsorge

16 (1) Notfallvorsorge, Notfallpläne

Zum Schutze der Bevölkerung wurde in Deutschland - unter Berücksichtigung der föderalen Struktur der Bundesrepublik und der daraus resultierenden Zuständigkeiten auf Bundes- und Landesebene - ein Konzept der nuklearen Notfallvorsorge eingerichtet, das im Ereignisfall sehr frühzeitig, d. h. bereits bei einer Überschreitung der Grenzwerte der Ableitungen des bestimmungsgemäßen Betriebes oder bei einem Störfall zu greifen beginnt.

Die Notfallvorsorge ergänzt die Maßnahmen des Betreibers zur Störfallbeherrschung (→ Kapitel 19 (iv)) und zum anlageninternen Notfallschutz (→ Kapitel 18) durch anlagen-externe behördliche Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge und des Katastrophenschutzes.

Strahlenschutzvorsorgemaßnahmen dienen dem vorbeugenden Gesundheitsschutz der Bevölkerung auch unterhalb der Eingreifrichtwerte des Katastrophenschutzes. Sie sind überwiegend Aufgabe des Bundes und umfassen Empfehlungen zu Maßnahmen insbesondere im landwirtschaftlichen Bereich im Einvernehmen mit den zuständigen Bundesressorts und den obersten Landesbehörden.

Katastrophenschutzmaßnahmen dienen der unmittelbaren Gefahrenabwehr und sind räumlich und zeitlich begrenzt. Die Zuständigkeit liegt bei den Innenbehörden der Länder und den regionalen oder lokalen Verwaltungsbehörden. Im Fall einer Katastrophe wird eine Katastrophenschutzleitung gebildet, die je nach Bundesland beim Land oder bei den regionalen Regierungsstellen installiert wird.

Aufgabe des Bundes im Rahmen des Katastrophenschutzes ist dessen Unterstützung und Harmonisierung. Zu diesem Zweck hat der Bund zusammen mit den Ländern die "Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen" und die "Radiologischen Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden" [3-15] erarbeitet. Daneben ist der Bund für die Information ausländischer Stellen zuständig. Dem Informationsaustausch mit ausländischen Stellen im Fall von kerntechnischen Unfällen innerhalb der Europäischen Union dient das sprachenunabhängige System ECURIE.

Bei einer Überschreitung der Grenzwerte der Ableitungen des bestimmungsgemäßen Betriebes oder bei einem Störfall ist der Betreiber durch die Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung [3-23] verpflichtet, die Auswirkungen auf die Umgebung messtechnisch zu ermitteln und der zuständigen Behörde zu übermitteln. Unabhängig davon kann diese Lage auch durch das System zur Fernüberwachung von Kernkraftwerken (→ Kapitel 15) und bei Freisetzungen durch das Überwachungssystem für die Umweltradioaktivität (auch → Kapitel 15) erkannt werden.

Bei Bedrohungen durch umfangreichere Freisetzungen, z. B. in einem kerntechnischen Unfall, werden in der Umgebung der Anlage durch die zuständigen Behörden Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung durchgeführt. Nachdem der Betreiber die zuständigen Behörden alarmiert hat, unterstützt er sie - unabhängig von seinen anlageninternen Maßnahmen zur Beherrschung der Lage oder Vermeidung/Begrenzung der Freisetzung (→ Kapitel 19) - durch Messungen, Informations- und Datenübermittlung sowie durch Beratung bezüglich der Einschätzung der Lage in der Anlage. In dem räumlich nach außen anschließenden Gebiet, in dem Katastrophenschutzmaßnahmen nicht mehr gerechtfertigt

sind, dienen Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge dazu, die Strahlenexposition der Bevölkerung zu reduzieren. Soweit es sich um Ereignisse mit ausschließlich regionaler Auswirkung handelt, kann die zuständige Strahlenschutzbehörde des Landes entsprechend der Lage auch unterhalb von Eingreifrichtwerten des Katastrophenschutzes Maßnahmen zum vorbeugenden Gesundheitsschutz der Bevölkerung, z. B. Verzehrverbote oder Verhaltensanweisungen, nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz [1A-5] ergreifen. Sind von einer solchen Freisetzung mehrere Bundesländer betroffen, liegt die Zuständigkeit für Maßnahmen nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz beim Bund.

Die vorgesehenen Meldewege und Meldeverpflichtungen vom Betreiber zu den zuständigen Landesbehörden ermöglichen die Erfüllung der Informationspflichten gegenüber der Öffentlichkeit [1F-28] und der Behörden und Organisationen auf internationaler Ebene [3-23, 1E-5].

Organisation des Notfallschutzes

Aufgrund der föderalen Struktur der Bundesrepublik Deutschland kooperieren bei einem Notfall Behörden und Organisationen der verschiedenen Ebenen, um – bei einem Ereignis in Deutschland zusammen mit dem Betreiber – den Schutz der Bevölkerung entsprechend der Lage durch Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge und des Katastrophenschutzes zu gewährleisten (Abbildung 16-1).

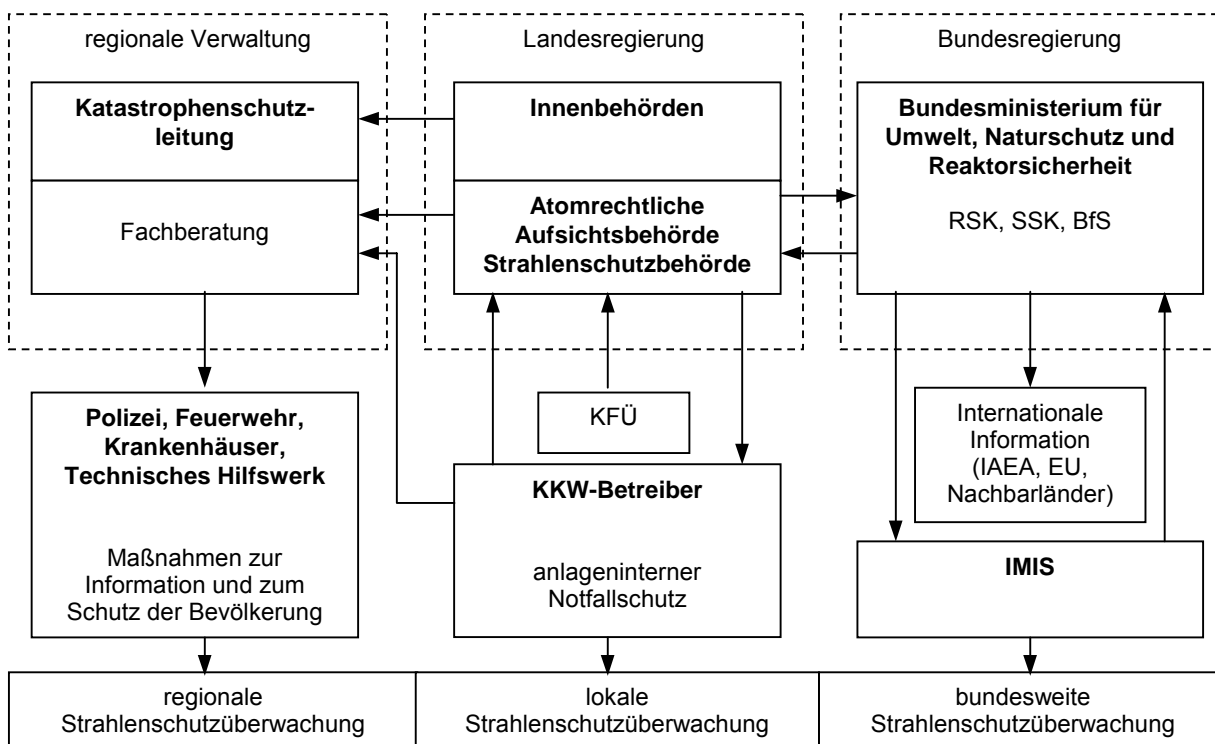


Abbildung 16-1 Organisation des Notfallschutzes

Gesetze, Verordnungen, Richtlinien und Empfehlungen

Das Strahlenschutzvorsorgegesetz [1A-5] regelt die Zuständigkeiten bei nicht unerheblichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe und enthält Festlegungen zu:

- Messaufgaben des Bundes und der Länder zur Überwachung der Umweltradioaktivität,
- Einrichtung eines integrierten Mess- und Informationssystems (IMIS) einschließlich einer Zentralstelle des Bundes zur Überwachung der Umweltradioaktivität,
- Ermächtigung zur Festlegung von Dosis- und Kontaminationswerten,
- Erlass von Verboten und Beschränkungen bei Lebensmitteln, Futtermitteln, Arzneimitteln und sonstigen Stoffen,
- Befugnissen im grenzüberschreitenden Verkehr.

Die Länder haben die Aufgaben des Katastrophenschutzes gesetzlich festgelegt. Die unterschiedliche Struktur der Länder sowie die Entstehungszeit der Gesetze haben dazu geführt, dass unterschiedliche Regelungen wie z. T. unterschiedliche Behördenzuständigkeiten bestehen.

Die Rahmenempfehlungen [3-15] bilden die Grundlage für die Erstellung der besonderen Katastrophenschutzpläne für die Umgebung kerntechnischer Anlagen durch die Landesbehörden. Sie behandeln:

- die Verpflichtungen des Betreibers einer kerntechnischen Anlage zum Zusammenwirken mit der Katastrophenschutzbehörde,
- die Grundsätze für die Inhalte der besonderen Katastrophenschutzpläne in der Umgebung kerntechnischer Anlagen und
- Erläuterungen und Hinweise zu den vorgesehenen Alarmmaßnahmen.

In den Anhängen wird detailliert auf die Eingreifrichtwerte für die Einleitung von Maßnahmen, die Iodblockade und den Aufbau und Betrieb von Notfallstationen eingegangen.

Die Radiologischen Grundlagen in [3-15] beschreiben die Grundlagen wie die Expositionspfade und die gesundheitlichen Folgen der Strahlenexposition. Die Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung werden beschrieben und die Eingreifrichtwerte für alle Maßnahmen abgeleitet. Grundsätzliche Hinweise zur Entscheidungsfindung im Ereignisfall und der Strahlenschutz besonderer Berufsgruppen ergänzen die Radiologischen Grundlagen.

Die Alarmierungskriterien selbst sind in den Betriebshandbüchern der Kernkraftwerke enthalten, sie regeln die frühzeitige Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde. Neben den Emissionskriterien und Immissionskriterien, die sich an den Eingreifrichtwerten für Katastrophenschutzmaßnahmen orientieren, gibt es vorgelagerte technische Kriterien, die anlagenspezifisch verschieden realisiert sind. Sie ermöglichen deutlich früher eine Beurteilung der Anlagensituation als es allein Emissions- und oder nur Immissionskriterien erlauben würden.

Verantwortlichkeiten auf Bundesebene

Auf Bundesebene ist das BMU auf der Grundlage des Strahlenschutzvorsorgegesetzes [1A-5] zuständig für Maßnahmen im Bereich der Strahlenschutzvorsorge. Entscheidungen erfolgen im Einvernehmen mit weiteren Bundesressorts. Dabei werden nachgeordnete Stellen des BMU zur Unterstützung tätig.

Im Bereich des Katastrophenschutzes liegt die Verantwortung in Friedenszeiten bei den Ländern. Im Falle eines kerntechnischen Unfalls unterstützt und berät das BMU die Länder und koordiniert im Bedarfsfall die Maßnahmen der Länder.

Zusätzlich zu diesen Aufgaben ist das BMU für die Wahrnehmung der internationalen und bilateralen Informationsverpflichtungen zuständig und hält in diesem Rahmen Kontakt mit der Europäischen Union, der IAEA und mit anderen Staaten. In diesem Zusammenhang wurden mit einer Vielzahl von Staaten entsprechende bilaterale Vereinbarungen getroffen (→ Kapitel 16 (2) und 17 (iv)).

Im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes hat das BMU zu gewährleisten, dass es in besonderen Gefahrenlagen unverzüglich tätig werden kann, sei es zur bundesaufsichtlichen Stellungnahme oder zur aufsichtlichen Korrektur von Entscheidungen der Länder. Außerdem hat das BMU dann die Aufgabe einer Anlauf-, Informations- und in einigen Fällen einer Koordinierungsstelle mit folgenden Schwerpunkten:

- Entscheidung über Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung im Rahmen des Strahlenschutzvorsorgegesetzes,
- Koordinierung zwischen den fachlich zuständigen Bundesressorts,
- Anforderung von Hilfeleistungen von anderen Ressorts,
- Koordinierungsmaßnahmen zwischen Bundes- und Landesebene,
- Empfehlungen an Landesbehörden,
- Zuziehung/Beteiligung von anderen Organisationen zur Hilfeleistung im Rahmen des Strahlenschutzvorsorgegesetzes,
- Informationen der Bevölkerung,
- Informationen für externe Organisationen im nationalen und internationalen Bereich im Rahmen der Meldeverpflichtungen des BMU.

Verantwortlichkeiten auf Landesebene

Die zuständigen Landesbehörden erstellen besondere Katastrophenschutzpläne für kerntechnische Anlagen und führen die in ihren Bereich fallenden Aufgaben der Strahlenschutzvorsorge in Bundesauftragsverwaltung aus. Dazu gehören Messungen der Umweltkontamination, z. B. die Ermittlung der Radioaktivität in Lebensmitteln, Futtermitteln, Trink-, Grund- und Oberflächenwasser sowie im Boden und in Pflanzen. Weitere Zuständigkeiten nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz bleiben auf Landesebene, solange es sich um ein auf das Landesgebiet begrenztes Ereignis handelt.

Auf Landesebene sind mehrere Ministerien der Landesregierung als Fachbehörden für Fragen des Notfallschutzes zuständig. Sie entscheiden eigenständig im Rahmen ihres Aufgabenbereichs oder werden gegenüber Nachbarressorts in der Landesregierung beratend tätig. Zu unterscheiden sind:

- die Katastrophenschutzbehörden,
 - die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden,
 - die Strahlenschutz-Vorsorge-Behörden sowie
 - die diesen Behörden nachgeordneten Dienststellen,
- wobei jedoch landesspezifisch auch mehrere dieser Aufgaben in einem Ministerium zusammengefasst sein können.

Katastrophenschutzbehörden auf Landesebene

Die Aufgaben des Katastrophenschutzes auf Landesebene werden in der Regel von den Innenbehörden als oberste Katastrophenschutzbehörde wahrgenommen. Ihre Aufgabe ist es, kurzfristig Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung im Nahbereich einer von einem Unfall betroffenen Anlage zu treffen. Diese Aufgaben verteilen sich auf die verschiedenen Verwaltungsebenen der für den Katastrophenschutz zuständigen Behörden innerhalb eines Landes, wobei die Landesbehörden für die landesweite Koordinierung und Gesamtplanung und die nachgeordneten regionalen Katastrophenschutzbehörden für die Aufstellung der besonderen Katastrophenschutzpläne für die jeweilige Anlage, für die Vorbereitung und Durchführung von Maßnahmen sowie die Ausbildung und das Training des Einsatzpersonals zuständig sind.

Atomrechtliche Aufsichtsbehörden

Die zuständige atomrechtliche Aufsichtsbehörde des Landes stellt – über ihre aufsichtlichen Tätigkeiten hinaus - in einem Notfall das Verbindungsglied in der Kommunikationskette zwischen dem Betreiber der kerntechnischen Anlagen, den anderen betroffenen Ressorts der Landesregierung sowie dem BMU bezüglich des technischen Zustandes der Anlage und des zu erwartenden weiteren Ereignisablaufs dar. Sie arbeitet mit den Katastrophenschutzbehörden des Landes zusammen und berät diese.

Für die Strahlenschutzvorsorge zuständige Behörden

Die Aufgabe dieser Behörden eines Bundeslandes besteht darin, Messaufgaben nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz durchzuführen sowie Fachfragen zum Strahlenschutz zu bearbeiten. Die Strahlenschutzbehörde ist in den Abstimmungsprozess mit dem BMU über Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge eingebunden und setzt die getroffenen Entscheidungen im Lande um. Zusammen mit der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde unterstützt und berät sie die Katastrophenschutzbehörden mit radiologischen Lagebewertungen. Bestimmte Aufgaben der Strahlenschutzbehörden der Länder können nachgeordneten Behörden übertragen sein.

Verantwortlichkeiten der Betreiber

Der Betreiber ist für die Vorbereitung und Durchführung der anlageninternen Maßnahmen zur Vermeidung oder Reduzierung von Auswirkungen eines Ereignisablaufes auf die Umgebung verantwortlich (→ Kapitel 18). Zu den organisatorischen Voraussetzungen, die in allen Kernkraftwerken für die Bewältigung von Notfällen getroffen sind, gehört ein Krisenstab, der durch Einsatzpersonal aus der Betriebsmannschaft unterstützt wird. Der Krisenstab soll innerhalb einer Stunde arbeitsfähig sein. Geeignete Räume, Arbeits- und Kommunikationsmittel werden vorgehalten. Kooperationen mit externen Institutionen, wie dem Hersteller der Anlage und dem Kerntechnischen Hilfsdienst - einer Gemeinschaftseinrichtung aller Betreiber der deutschen Kernkraftwerke zur Bewältigung von Notfällen und Beseitigung eventueller Folgen - sind vertraglich vereinbart.

Der Betreiber sorgt für die notwendige Ausbildung des Personals sowie die für den Erhalt der Kenntnisse und Fähigkeiten notwendigen Übungen. Außerhalb der Anlage ist er verpflichtet, bei einem Ereignis mit radioaktiven Freisetzungen im Nahbereich um die Anlage und im höchstbetroffenen Sektor Messungen und Probenahme durchzuführen und die Ergebnisse der Messungen und Auswertungen an die Behörde weiterzuleiten [3-23]. Bei einem Ereignis alarmiert der Betreiber die zuständigen Behörden. Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen sind im Betriebshandbuch festgelegt, die einzelnen zu ergreifenden

technischen Maßnahmen sind in einer separaten Unterlage, dem Notfallhandbuch beschrieben. Eine Beschreibung des Übergangs vom Vorgehen nach Betriebshandbuch zu einem Vorgehen nach Notfallhandbuch enthält Kapitel 19 (iv).

Messaufgaben zur Ermittlung der radiologischen Lage

Neben den Messprogrammen des Betreibers zur Umgebungsüberwachung während des Betriebes und im Notfall, deren Umfang und Einzelheiten in der Genehmigung und in [3-23,3-23-2] festgelegt wurden, nehmen auch Landesbehörden und Bundesbehörden unabhängige Messungen vor. Umfang, Art und Häufigkeit der Messungen orientieren sich an den jeweiligen Erfordernissen. Entscheidend für die Einleitung von Katastrophenschutzmaßnahmen sind neben den Prognosen anhand des Anlagenzustandes die Ergebnisse der Emissions- und Immissionsmessungen im Umkreis des Kernkraftwerkes (→ Kapitel 15). Zur weiteren Beurteilung des Anlagenzustands und der radiologischen Lage kann je nach Sachlage auch das Fernüberwachungssystem für Kernkraftwerke KFÜ (→ Kapitel 15) durch die Aufsichtsbehörde herangezogen werden.

Zur großräumigen und anlagenunabhängigen Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt wird in Deutschland das Integrierte Mess- und Informationssystem IMIS eingesetzt (→ Kapitel 15).

Klassifizierung von Notfallsituationen

In einer Notfallsituation alarmiert der Betreiber die Katastrophenschutzbehörden [3-15]. Nach den Alarmierungskriterien im Betriebshandbuch entscheidet der Betreiber, ob bei einem Ereignis Voralarm oder Katastrophenalarm ausgelöst werden muss.

Um gegenüber der Öffentlichkeit eine international vergleichbare Bewertung von Ereignissen zu ermöglichen, wird die von der IAEA entwickelte internationale Bewertungsskala INES benutzt. Für die in Tabelle 16-1 aufgelisteten Ereignisgruppen ist neben den INES-Stufen die Zuordnung des Notfallschutzbereichs angegeben. Weitere Ereignisse, wie Satellitenabsturz, Transportunfälle bei Transporten mit hohem Aktivitätsinventar im In- und Ausland, Gefahrenlagen durch Androhung des Missbrauchs radioaktiver Stoffe (Nuklearkriminalität) oder Unfälle mit stationären Großquellen sind durch die genannten Kategorien abgedeckt.

Tabelle 16-1 Ereignisgruppen zur Notfallschutzplanung

	Ereignis	Zuordnung nach INES-Skala	Zuordnung Katastrophenschutz Strahlenschutzvorsorge
Inland	Störfall	3	atomrechtliche Aufsichtsbehörde Strahlenschutzvorsorge
	Kerntechnischer Unfall	4 bis 7	Katastrophenschutz (Nahbereich) Strahlenschutzvorsorge
Ausland	Störfall (grenznahe Ausland)	3	Strahlenschutzvorsorge
	Kerntechnischer Unfall (grenznahe Ausland)	4 bis 7	Katastrophenschutz (Nahbereich) Strahlenschutzvorsorge
	kerntechnischer Unfall (grenzfernes Ausland)	4 bis 7	Strahlenschutzvorsorge

Katastrophenschutzpläne der Länder

Für die behördliche Vorsorge zum Schutz der Bevölkerung in der Umgebung kerntechnischer Anlagen werden von den zuständigen Katastrophenschutzbehörden besondere Katastrophenschutzpläne nach [3-15] erstellt. Diese Pläne dokumentieren Verantwortlichkeiten und Zuständigkeiten für die Katastrophenschutzleitung sowie die verfügbaren Ressourcen für Katastrophenschutzmaßnahmen.

Die Pläne werden für Kernkraftwerke für einen Umkreis von ca. 25 km Radius erstellt. Die Durchführung von Katastrophenschutzmaßnahmen für die Bevölkerung wird bis 10 km vorgeplant, darüber hinaus sind Mess- und Probenahmeorte festgelegt und Alarmierungen vorbereitet. Außerhalb dieser Zonen können bei Bedarf Maßnahmen auf der Grundlage der allgemeinen Katastrophenschutzpläne durchgeführt werden. Das Schutzkonzept geht davon aus, dass Katastrophenschutzmaßnahmen im Nahbereich der Anlage gegebenenfalls kurzfristig durchgeführt werden müssen und deshalb in diesem Bereich bereits vorgeplant sein sollten. Das Gebiet, in dem im akuten Fall Katastrophenschutzalarm ausgelöst wird, orientiert sich allein an den radiologischen Eingreifwerten für den Katastrophenschutz.

Notfallpläne der Betreiber

Die vom Betreiber vorgesehenen Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung und des Betriebspersonals sind im Betriebshandbuch und im Notfallhandbuch festgelegt. Dabei sind die organisatorischen Vorgaben bei Ereignissen innerhalb der Anlage in der Alarmordnung im Betriebshandbuch niedergelegt. Hierzu gehören Kriterien für Maßnahmen innerhalb der Anlage, zur Einberufung des anlageninternen Krisenstabes und zur Alarmierung der Katastrophenschutzbehörden, weiterhin Vorgaben für Maßnahmen des Einsatzpersonals des Betreibers in der Anlage und zur Unterstützung der Katastrophenschutzbehörden (z. B. Messtrupps). Die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (→ Kapitel 18) sind im Notfallhandbuch beschrieben.

Der Betreiber ist durch die Rahmenempfehlungen gehalten, die Behörde bei der Erstellung des Katastrophenschutzplanes für die Anlage zu unterstützen.

Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung

Maßnahmen des Katastrophenschutzes bei einem Unfall in einer kerntechnischen Anlage dienen der unmittelbaren Gefahrenabwehr in der Umgebung und sind im Allgemeinen zeitlich begrenzt. Sie setzen ein, sobald eine gefahrbringende Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung festgestellt wurde oder droht, die zum Erreichen bzw. Überschreiten der Eingreifrichtwerte für Katastrophenschutzmaßnahmen führen kann. Entsprechend dem Grundsatz, dass die Gefahrenabwehr eine höhere Priorität als Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge hat, werden in einem betroffenen Gebiet Maßnahmen des Katastrophenschutzes vorrangig ausgeführt. Zur effektiven Durchführung werden die Maßnahmen des Katastrophenschutzes vorgeplant. Als Maßnahmen für die Bevölkerung sind im Rahmen der Katastrophenschutzplanung vorgesehen:

- Aufenthalt in Gebäuden,
- Einnahme von Iodtabletten,
- Evakuierung,
- Unterbindung des Verzehrs frischer, lokal produzierter Nahrungsmittel.

Die Entscheidung über die drei erstgenannten Maßnahmen erfolgt nach radiologischen Eingreifrichtwerten; die Unterbindung des Nahrungsmittelverzehrs wird vorsorglich

angeordnet. Sie wird nachfolgend auf der Grundlage von Messungen bestätigt oder aufgehoben. Die zu den Katastrophenschutzmaßnahmen gehörigen radiologischen Eingreifrichtwerte sind in [3-15] festgelegt (Tabelle 16-2). Sie sind als so genannte "Startwerte" festgelegt, d. h. Maßnahmen bei Dosiswerten unter den Eingreifrichtwerten sind aus radiologischen Gründen nicht gerechtfertigt. Eine Umsiedlung als nachfolgende und ergänzende Maßnahme außerhalb eines Evakuierungsgebietes wird nicht auf der Grundlage von vorbereiteten Plänen, sondern nach der aktuell durch Messungen ermittelten radiologischen Gefahrenlage durchgeführt.

Tabelle 16-2 Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen [3-15]

Maßnahme	Eingreifrichtwerte		
	Organdosis Schilddrüse	Effektive Dosis	Integrationszeiten, Expositionspfade
Aufenthalt in Gebäuden		10 mSv	äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch die in diesem Zeitraum inhaliierten Radionuklide
Einnahme von Iodtabletten	50 mSv Kinder und Jugendliche bis zu 18 Jahren sowie Schwangere*) 250 mSv Personen von 18 bis 45 Jahre		Im Zeitraum von 7 Tagen inhaliiertes Radioiod einschließlich der Folgeäquivalentdosis
Evakuierung		100 mSv	äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch die in diesem Zeitraum inhaliierten Radionuklide
langfristige Umsiedlung		100 mSv	äußere Exposition in 1 Jahr durch abgelagerte Nuklide
temporäre Umsiedlung		30 mSv	äußere Exposition in 1 Monat

*) die Altersbegrenzung nach [3-15] mit 12 Jahren wurde nach neueren Überlegungen auf 18 Jahre angehoben

Die Verteilung von Kaliumiodidtabletten wurde in einer Verordnung [1A-20] geregelt. Die Iodtabletten werden für die 25 km Zone von den Ländern in der Umgebung der Anlage vorgehalten, so dass sie im Bedarfsfall schnell verteilt werden könnten. Darüber hinaus werden Kaliumiodidtabletten in mehreren zentralen Lagern eingelagert und im Bedarfsfall von den Landesbehörden im Entfernungsbereich 25-100 km verteilt.

Maßnahmen sowie Empfehlungen nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz, über die anhand von ermittelten oder gegebenenfalls auch prognostizierten Daten zur Umweltkontamination entschieden wird, sind in folgenden Bereichen vorgesehen:

- Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich
Diese umfassen Maßnahmen zur Kontaminationsverhinderung von landwirtschaftlichen Produkten, zur Kontaminationsreduzierung bei der Produktion oder Verarbeitung und zur langfristigen Bodenverbesserung oder Änderung der Nutzung von Agrarflächen.
- Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung im Bereich des normalen Lebens und der normalen Arbeit
Enthalten sind z. B. Maßnahmen bei Filterwechsel, Messungen und Dekontamination im grenzüberschreitenden Verkehr; Maßnahmen sowie Empfehlungen zu strahlenschutzorientiertem Verhalten der Bevölkerung.

Insbesondere können auf Basis des Strahlenschutzvorsorgegesetzes [1A-5] Dosis- und Kontaminationswerte zur Einleitung von Maßnahmen bundesweit festgelegt sowie Verbote und Beschränkungen bei der Verwendung von Lebens- und Futtermitteln ausgesprochen werden.

Die Maßnahmen des Katastrophenschutzes und der Strahlenschutzvorsorge sind außerdem in einem Maßnahmenkatalog zusammengestellt. Er enthält Richtwerte als Basis für Entscheidungen über die Einleitung der jeweiligen Maßnahmen. Diese Richtwerte orientieren sich an den Eingreifrichtwerten aus [3-15], einem Referenzwert von 1 mSv bzw. an den Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungs- und Futtermitteln der EU [1F-30].

Übungen

Da Notfallschutzmaßnahmen nur erfolgreich durchgeführt werden können, wenn die beteiligten Personen entsprechend qualifiziert und vorbereitet sind, wird dem Training besondere Bedeutung beigemessen. Auch die Aus- und Weiterbildung des verantwortlichen Schichtpersonals erstreckt sich nach [3-2], [3-38] auf die Hilfs- und Ersatzmaßnahmen bei unvorhergesehenen Ereignisabläufen.

Die Notfallschutzmaßnahmen des Betreibers werden regelmäßig auf der Anlage geübt, insbesondere auch das Zusammenwirken mit dem internen Krisenstab. In den letzten Jahren wurden vermehrt realitätsnahe Übungen unter Verwendung von Simulatoren durchgeführt. Übungen unter Beteiligung des Herstellers finden im Dreijahreszyklus statt. Sie sind Bestandteil vertraglicher Vereinbarungen zwischen den Betreibern und dem Hersteller, die ferner die Einrichtung von Krisenstabszentren beim Hersteller mit ihren technischen Ausrüstungen sowie sonstige Unterstützungsmaßnahmen zum Inhalt haben.

Innerhalb der Katastrophenschutzbehörden auf Landes- und regionaler Ebene werden an den Standorten von Kernkraftwerken regelmäßig, aufgrund des großen Aufwandes jedoch in Zeitabständen von mehreren Jahren, große Notfallschutzübungen durchgeführt, in denen das Zusammenwirken der verschiedenen beteiligten Stellen und Organisationen geübt wird. An diesen Übungen nimmt auch der Betreiber teil. Eine aktive Beteiligung der potentiell betroffenen Bevölkerung erfolgt dabei nur in sehr kleinem Umfang. Das Szenarium der Übung wird von der Behörde erarbeitet; in der Regel wird dabei eine Freisetzung in die Umgebung unterstellt, jedoch auf den Bezug auf einen konkreten Unfallablauf in der Anlage verzichtet.

Im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit sind aufgrund bilateraler Verträge Behörden der Nachbarländer bei Übungen grenznaher Anlagen zumindest als Beobachter beteiligt, in der Regel sind sie auch Beteiligte der Übung. Bei den regelmäßigen Übungen der EU (ECURIE-Übungen) und der OECD/NEA (INEX-Übungen) nehmen entsprechend ihrer Zuständigkeit Mitarbeiter des BMU teil, darüber hinaus je nach Übungslage auch unterstützende Stellen, andere Bundesressorts und die zuständigen Behörden von Bundesländern. In letzter Zeit erfolgen im Rahmen dieser bilateralen Kontakte Harmonisierungen im Katastrophenschutz der beteiligten Länder bei grenznahen Standorten.

16 (2) Information der Bevölkerung und der Nachbarstaaten

Die EURATOM-Richtlinie zur Information der Bevölkerung in radiologischen Notstandssituationen [1F-29] ist in der Strahlenschutzverordnung umgesetzt, nach der die

Bevölkerung mindestens alle 5 Jahre über die Sicherheitsmaßnahmen und das richtige Verhalten bei solchen Ereignissen zu informieren ist. Die wichtigsten Punkte, über die informiert werden muss, betreffen:

- Grundbegriffe der Radioaktivität und Auswirkungen der Radioaktivität auf Menschen und Umwelt,
- radiologische Notstandssituationen und ihre Folgen für Bevölkerung und Umwelt,
- Auskünfte darüber, wie betroffene Personen gewarnt und über den Verlauf der Situation fortlaufend unterrichtet werden sollen und
- Auskünfte darüber, wie betroffene Personen sich verhalten und handeln sollen.

Realisiert wird dies mit Hilfe einer von den Betreibern finanzierten Broschüre, die der Bevölkerung in der Umgebung kerntechnischer Anlagen zugestellt wird.

Bei einem Ereignis in einer kerntechnischen Anlage wird die Bevölkerung vom Betreiber und den zuständigen Behörden informiert und erforderlichenfalls durch die Behörde alarmiert. Während der Betreiber Informationen zum Anlagenzustand ausgibt, wird bei Bedarf die zuständige Behörde zusätzlich zu den Informationen zur technischen Lage und radiologischen Situation auch Anweisungen und Informationen zur Durchführung von Katastrophenschutzmaßnahmen herausgeben oder Verhaltensempfehlungen zum vorbeugenden Strahlenschutz veröffentlichen, wenn dies nach Lage angezeigt ist. Eine Abstimmung der jeweiligen Veröffentlichungen bzw. Presseerklärungen zwischen den beteiligten Stellen ist vorgesehen.

Messdaten, die im Rahmen der oben genannten Überwachungsprogramme erhoben werden, bilden in einer Notfallsituation die Grundlage für die Berichterstattung nach der EU-Vereinbarung zum beschleunigten Informationsaustausch [1F-28], dem Schnellinformationsabkommen mit der IAEA [1E-6], dem Deutschland 1989 beigetreten ist, und zur Erfüllung bilateraler Vereinbarungen. Dadurch wird eine zeitgerechte Information der Nachbarstaaten Deutschlands sichergestellt. Die Routinemessungen nach [3-69] werden auch zur Berichterstattung gegenüber der EU im Rahmen von Artikel 36 des EURATOM-Vertrages verwendet.

Bilaterale Vereinbarungen zur Hilfeleistung in Katastrophenfällen hat Deutschland mit allen neun Nachbarstaaten abgeschlossen. Daraus ergibt sich auch eine Zusammenarbeit auf lokaler Ebene an den grenznahen Standorten. Darüber hinaus bestehen entsprechende Hilfeleistungsvereinbarungen mit Litauen, Ungarn und mit der Russischen Föderation; Hilfeleistungsabkommen mit Italien und Bulgarien sind paraphiert bzw. in Arbeit.

Abkommen zur Information über nukleare Sicherheit und Strahlenschutz wurden außerdem mit weiteren 14 Staaten geschlossen: Argentinien, Brasilien, Bulgarien, China, Finnland, Großbritannien, Japan, Kanada, Norwegen, Schweden, Spanien, Ukraine, Ungarn und den USA.

16 (3) Notfallvorsorge bei Vertragsparteien ohne Kernanlagen

entfällt für Deutschland

Kapitel 16: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

- Mit der Kaliumiodidverordnung wurde die rechtliche Grundlage für die Bevorratung neuer Kaliumiodidtabletten geschaffen.
- Die Kriterien für die Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde durch die Betreiber kerntechnischer Einrichtungen wurden auf der Grundlage einer gemeinsamen Empfehlung der RSK und SSK überarbeitet.

Kapitel 16: Zukünftige Aktivitäten

- In 2004 wird die Überarbeitung der Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen [3-15] begonnen.
- In 2004 werden die für die Iodblockade der Schilddrüse notwendigen Kaliumiodidtabletten produziert und an die Länder verteilt und in zentralen Lagern bevorratet.

17 Standortwahl

In Deutschland werden für den Neubau von Kernkraftwerken keine Genehmigungen erteilt. Deshalb beschränken sich die nachfolgenden Ausführungen auf die Vorgehensweise bei der Standortwahl der in Betrieb befindlichen Anlagen, auf die Auslegung gegen Einwirkungen von außen und deren aktuelle Bewertung sowie die mögliche Standortwahl bei Forschungsreaktoren.

17 (i) Bewertungskriterien für die Standortwahl

Die für alle Bundesländer einheitlichen Bewertungskriterien für Standorte von Kernkraftwerken sind in einer Richtlinie [3-12] beschrieben. Sie enthält insbesondere die für die Standortvorauswahl des Betreibers und für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren wichtigen standortspezifischen Kriterien und spricht darüber hinaus Aspekte an, die die Eignung des Standortes hinsichtlich Raumordnung und Landesplanung sowie Umweltschutz, Naturschutz und Landschaftspflege betreffen. Bezüglich der kerntechnischen Sicherheit sind folgende Punkte zu berücksichtigen:

- Meteorologie hinsichtlich der Ausbreitungsbedingungen,
- Hydrologie hinsichtlich Kühlwasserverfügbarkeit, Ableitungen radioaktiver Stoffe über den Wasserpfad und Trinkwasserschutz,
- Bevölkerungsverteilung am Standort und in der Umgebung,
- Geologische Beschaffenheit des Baugrundes und Erdbebengefährdung,
- Gefährdung von außen durch Hochwasser, Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwellen aus Ereignissen außerhalb der Anlage,
- Verkehrswege hinsichtlich Zugänglichkeit und Zufahrtsmöglichkeiten,
- Abstand zu militärischen Anlagen.

Vorgehensweise im Genehmigungsverfahren

Nach der Standortvorauswahl durch den Antragsteller erfolgt ein dem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren vorgelagertes Raumordnungsverfahren. Dieses berücksichtigt alle Einflüsse des vorgesehenen Projektes auf Bevölkerung, Verkehrswege, Landesentwicklung, Landschaftsschutz und den Naturschutz. Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren (→ Kapitel 7 (2ii)) wird neben den Eigenschaften des Standortes die Auslegung der Anlage gegen äußere Einwirkungen geprüft. Weiterhin wird dort auch geprüft, ob öffentliche Interessen der Wahl des Standortes entgegenstehen. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wird von den anderen jeweils zuständigen Behörden untersucht, ob auch die Anforderungen des Wasserrechts, des Immissionsschutzes sowie des Naturschutzes eingehalten werden. Die Genehmigungen der deutschen Kernkraftwerke wurden alle vor Inkrafttreten der europäischen Richtlinie zur Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-12] erteilt, Prüfungen zu den Umweltauswirkungen wurden ausschließlich nach nationalem Recht vorgenommen.

Auslegung gegen Einwirkungen von außen

Hinsichtlich der zu berücksichtigenden Einwirkungen von außen wird in den Sicherheitskriterien [3-1] gefordert, dass alle Anlagenteile, die erforderlich sind, um den Kernreaktor sicher abzuschalten, die Nachwärme abzuführen oder eine etwaige Freisetzung

radioaktiver Stoffe zu verhindern, so auszulegen sind, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei natur- und zivilisationsbedingten Einwirkungen von außen erfüllen können. Dabei sind in Betracht zu ziehen:

- naturbedingte äußere Einwirkungen, wie z. B. Erdbeben, Hochwasser, extreme Wetterbedingungen, und
- zivilisationsbedingte äußere Einwirkungen, wie z. B. Flugzeugabsturz, Einwirkungen von gefährlichen, insbesondere explosionsfähigen Stoffen und
- Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter.

Bei den Anforderungen an die Auslegung gegen diese Einwirkungen wird entsprechend den Störfall-Leitlinien [3-33] unterschieden zwischen solchen Einwirkungen von außen, die als Störfälle im Sinne der Leitlinie (Auslegungsstörfälle) zu behandeln sind und anderen Einwirkungen, die wegen ihres geringen Risikos keine Auslegungsstörfälle sind und für die Maßnahmen mit dem Ziel der Risikominderung getroffen werden. Danach sind naturbedingte Einwirkungen (Erdbeben, Hochwasser, äußerer Brand, Blitzschlag) als Auslegungsstörfälle zu behandeln, während für die Ereignisse Flugzeugabsturz, Druckwellen oder Einwirkung gefährlicher Stoffe aus Ereignissen außerhalb der Anlage risikomindernde Maßnahmen getroffen werden.

Bei der Errichtung der deutschen Kernkraftwerke wurden für die Anforderungen an die Auslegung und an die Schutzmaßnahmen gegen äußere Einwirkungen die Vorgaben des jeweils gültigen Regelwerks zugrunde gelegt. In den Fällen, in denen das Regelwerk noch keine detaillierten Vorgaben enthielt, wurden konkrete Festlegungen im Genehmigungsverfahren getroffen. Auf wesentliche Entwicklungsschritte der Anforderungen wird nachfolgend eingegangen. Die in diesem Zusammenhang relevante Neubewertung von Anlagen wird in Kapitel 17 (iii) behandelt.

Alle Anlagen wurden schon bei ihrer Errichtung nicht nur gegen die üblichen naturbedingten äußeren Einwirkungen wie Wind und Schnee, sondern auch gegen Hochwasser und, an Standorten mit entsprechender Gefährdung, gegen Erdbeben ausgelegt. Dabei kamen sowohl kerntechnische Regeln als auch konventionelle bautechnische Regelwerke zur Anwendung. Je nach Kühlkonzept der Anlage resultierten aus der Systemauslegung auch Anforderungen an die sicherheitstechnisch wichtige Kühlwasserversorgung. Dabei ist für die jeweiligen Standortgegebenheiten nachzuweisen, dass diese Kühlwasserversorgung auch unter möglichen ungünstigen Bedingungen, wie z. B. Niedrigwasser des Vorfluters oder Versagen einer Staustufe, sichergestellt ist.

Auslegung gegen Hochwasser

Die Anforderungen für Schutzmaßnahmen gegen Hochwasser sind in der kerntechnischen Regel [KTA 2207] enthalten. Bei der Auslegung der Anlagen wurde der jeweils gültige Stand dieser Regel zugrunde gelegt. Die KKW-Standorte liegen größtenteils an Flüssen im Landesinnern und in einigen Fällen an Flussmündungen mit Tideeinfluss. In den meisten Fällen wurden ausreichend hoch gelegene Standorte gewählt. In den anderen Fällen wurden sicherheitsrelevante Bauwerke mit einer Abdichtung versehen, der Beton wasserundurchlässig ausgeführt und grundsätzlich die Höhenlage von Öffnungen (z. B. Türen) oberhalb des höchsten zu erwartenden Hochwassers festgelegt. Falls die genannten Maßnahmen nicht ausreichen, sind mobile Barrieren zur Absperrung von Öffnungen vorhanden. KTA 2207 liegt als aktualisierter Entwurf vor, die Änderungen betreffen das Bemessungshochwasser.

Auslegung gegen Erdbeben

Für die Auslegung gegen Erdbeben wird seit 1990 entsprechend dem Regelwerk [KTA 2201.1] ein Bemessungserdbeben (früher "Sicherheitserdbeben") zugrunde gelegt. Das früher zusätzlich berücksichtigte so genannte Auslegungserdbeben wurde durch ein "Inspektionserdbeben" ersetzt, bei dem der Anlagenzustand lediglich zu überprüfen ist. Für dieses Bemessungserdbeben ist das Erdbeben mit der für den Standort größten Intensität anzunehmen, das unter Berücksichtigung einer größeren Umgebung des Standortes (bis etwa 200 km Umkreis) nach wissenschaftlichen Erkenntnissen auftreten kann. Je nach Standort liegt die Intensität I des Bemessungserdbebens zwischen unter 6 und maximal 8 (MSK-Skala). Die Bemessung der Bauwerke, Komponenten und Anlagenteile erfolgte bei den älteren Kernkraftwerken zum Teil mit vereinfachten (quasistatischen) Verfahren und daraus folgenden konstruktiven Vorgaben. Bei neueren Anlagen wurden zusätzlich dynamische Analysemethoden angewendet. Es ist vorgesehen, die Definition des Bemessungserdbebens, die Anforderungen an die Ermittlung der seismischen Wirkungen auf Bauwerke und Anlagenteile sowie die Vorgehensweise zum Nachweis einer ausreichenden Auslegung dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik anzupassen.

Schutz gegen Flugzeugabsturz

Der Schutz gegen Flugzeugabsturz bezieht sich auf den zufälligen unfallbedingten Absturz eines Flugzeuges auf sicherheitsrelevante Anlagenbereiche. Die Schutzmaßnahmen erfolgten vor dem Hintergrund der in den 70er Jahren zunehmenden Anzahl von Kernkraftwerken in Deutschland und unter dem Eindruck der damals hohen Absturzrate von Militärflugzeugen. Basis war eine Analyse der Absturzhäufigkeiten (Trefferhäufigkeit für das Reaktorgebäude im Mittel über alle Standorte etwa 10-6 pro Jahr und Anlage) und der mit einem solchen Absturz verbundenen Belastungen des Reaktorgebäudes. Ab Mitte der 70er Jahre wurden Lastannahmen für die Einwirkungen eines Flugzeugabsturzes entwickelt, die für die Schutzmaßnahmen bei den nachfolgend errichteten Kernkraftwerken zugrunde gelegt wurden. Nach [4-1] wird als Lastannahme standortunabhängig ein Stoßlast-Zeit-Diagramm mit einer Stoßzeit von 70 ms und einer maximalen Stoßlast von 110 MN der Auslegung zugrunde gelegt. Seit Ende der 80er Jahre ist die Absturzrate von militärischen Flugzeugen aber erheblich zurückgegangen, so dass die Absturzhäufigkeit heute um etwa eine Größenordnung geringer einzuschätzen ist.

Die Auslegung der neueren Anlagen gegen Flugzeugabsturz erstreckte sich neben dem Reaktorgebäude auch auf weitere Gebäude mit Systemen, die der Beherrschung dieses Ereignisses dienen (z. B. das Notspeisegebäude bei neueren Druckwasserreaktoren). Weiterhin wurden Schutzmaßnahmen gegen die im Fall eines Flugzeugabsturzes induzierten Erschütterungen von Einbauten und Komponenten durchgeführt, z. B. durch Entkopplung von Decken und Innenwänden von der Außenwand oder durch eine spezielle Bemessung.

Schutz gegen Explosionsdruckwelle

Die Anforderungen zum Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen bei Unfällen außerhalb der Anlage sind in den 70er Jahren aufgrund standortspezifischer Gegebenheiten an Flüssen mit entsprechendem Schiffsverkehr und explosionsfähigem Transportgut entstanden. Die Lastannahmen - ausgehend von einem maximalen Überdruck von 0,45 bar - sind in [3-6] im Einzelnen geregelt und werden seither standortunabhängig angewendet. Außerdem werden unter dem Gesichtspunkt möglicher darüber hinausgehender Druckwerte am Unfallort ausreichende Sicherheitsabstände zu potentiellen Explosionsorten (z. B. Transportwegen, Industrieanlagen) eingehalten.

17 (ii) Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen

Bei den Auswirkungen, die ein in Betrieb befindliches Kernkraftwerk auf die Umgebung und die dort lebende Bevölkerung hat oder haben kann, ist zu unterscheiden zwischen konventionellen Auswirkungen, wie sie auch von anderen Industrieanlagen ausgehen können, und den radiologischen Auswirkungen sowohl bei bestimmungsgemäßigem Betrieb der Anlage als auch bei Störfällen.

Konventionelle Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung

Seit Anfang der 90er Jahre sind bei der Errichtung und der wesentlichen Änderung von kerntechnischen Anlagen die Anforderungen der Gesetze zum Schutz vor schädlichen konventionellen Umwelteinwirkungen, wie z. B. Luftverunreinigungen mit toxischen oder korrosiven Stoffen und Geräuschbelästigungen, explizit auf der Grundlage des Gesetzes über die Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-12] zu bewerten (→ Kapitel 7 (2ii)). Mit der Umweltverträglichkeitsprüfung werden die Auswirkungen der Anlage auf die Umwelt frühzeitig und umfassend ermittelt, beschrieben und bewertet. Ziel ist, schädliche Umwelteinwirkungen beim Betrieb einer kerntechnischen Anlage so gering wie möglich zu halten. Hierzu sind z. B. die Vorschriften des Bundes-Immissionsschutzgesetzes [1B-16] mit seinen einzelnen Verordnungen einzuhalten.

Die Wärmeeinleitung in Flüsse oder Gewässer durch Abgabe von aufgewärmtem Kühlwasser beim Leistungsbetrieb (bei Frischwasserkühlung oder Mischkühlung mit Nasskühltürmen) darf die in den Genehmigungsverfahren festgelegten Grenzwerte nicht überschreiten. Sofern aufgrund extremer Wetterbedingungen eine Überschreitung absehbar ist, muss die betroffene Anlage ihren Leistungsbetrieb entsprechend reduzieren. Bei der Wärmeeinleitung soll eine Aufwärmspanne ΔT von 3 bis 5 K nicht überschritten werden. Wetterbedingte Leistungsreduzierungen kommen bei einigen deutschen Standorten vor.

Für die Nutzung von Wasser und die Einleitung von Kühl- und Abwasser wird ein eigenes Genehmigungsverfahren nach dem Wasserrecht in Abstimmung mit dem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren durchgeführt.

Radiologische Auswirkungen beim Betrieb der Anlage und bei Störfällen

Im bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage und bei Störfällen sind nach Strahlenschutzverordnung [1A-8] Dosisgrenzwerte und Planungsrichtwerte für die Strahlenexposition der Bevölkerung einzuhalten. Diese werden in Kap. 15 behandelt.

17 (iii) Neubewertung zur Gewährleistung der Sicherheitsakzeptanz

Kapitel 17 (i) beschreibt die vorhandene Auslegung der deutschen Kernkraftwerke gegen äußere Einwirkungen. Im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen wurden umfassende Analysen und Bewertungen zum Schutzzustand der Anlagen durchgeführt. Dabei wurden neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse und auch die Fortentwicklung des Regelwerkes einbezogen. Die im Abstand von 10 Jahren vorgesehenen Sicherheitsüberprüfungen (→ Kapitel 14 (ii)) beinhalten auch Neubewertungen der getroffenen Schutzmaßnahmen der Anlagen gegen Einwirkungen von außen unter Berücksichtigung standortbezogener Faktoren sowie die Entwicklung des Kenntnisstandes zu den Lastannahmen, deren Wirkungsweisen sowie dem Verhalten der Bauwerke und Komponenten unter den

resultierenden Lastannahmen bei den jeweiligen Einwirkungen. Als Ergebnis der Überprüfungen wurden, sofern erforderlich, Maßnahmen getroffen bzw. geplant.

Auf wesentliche sicherheitstechnische Entwicklungen und neuere Bewertungen wird nachfolgend anhand der Ereignisse Hochwasser, Erdbeben, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle eingegangen.

Hochwasser

Die auf Veranlassung der Bundesaufsicht in den Jahren 2000 bis 2002 durchgeführten Nachprüfungen zum Hochwasserschutz haben ergeben, dass die anlagenspezifischen Festlegungen zum Bemessungshochwasser sowie die technischen und administrativen Schutzmaßnahmen grundsätzlich im Einklang mit dem zu diesem Zeitpunkt gültigen Regelwerk [KTA 2207] sind. Die Untersuchungsergebnisse lassen aber auch erkennen, dass die Vorgehensweisen zur Ermittlung des Bemessungshochwassers und ebenso die Instandhaltung der Hochwasserschutzmaßnahmen uneinheitlich sind. Daraus ergeben sich weitergehende Fragestellungen, die letztlich durch eine fehlende Konkretisierung von Anforderungen im kerntechnischen Regelwerk begründet sind. Die entsprechend durchgeführte Aktualisierung der kerntechnischen Regel zum Hochwasserschutz KTA 2207 wurde im Jahr 2003 als Entwurf verabschiedet. Die Vorgehensweise zur Ermittlung des Bemessungshochwassers wurde konkretisiert. Diese aktualisierte Regel wird bei allen künftigen Änderungsgenehmigungen angewandt, bei denen der Hochwasserschutz betroffen ist. Darüber hinaus ist sie als Bewertungsmaßstab für sicherheitstechnische Überprüfungen, z. B. bei der SÜ, heranzuziehen.

Erdbeben

Bei älteren Anlagen wurden aufgrund fortschreitender methodischer Entwicklungen bei der Ermittlung der seismischen Lastannahmen und der fortgeschrittenen Entwicklung der Nachweisverfahren zur Auslegung Neubewertungen durchgeführt. Bei der Vorgehensweise zur Ermittlung von seismischen Lastannahmen zeigten sich bei den Sachverständigen Meinungsunterschiede. Die Meinungsunterschiede sind charakterisiert durch unterschiedliche Ansätze bei der seismogeographischen bzw. seismotektonischen Zonenzuordnung, bei der Datenbasis für die Ermittlung standortspezifischer Bodenantwortspektrien sowie der unterschiedlichen Berücksichtigung probabilistischer Vorgehensweisen. Bei den Neubewertungen zur Auslegung von Komponenten zeigte sich im Allgemeinen, dass unter Berücksichtigung präzisierter seismischer Kenngrößen und moderner Nachweisverfahren die anlagentechnischen Einrichtungen erhebliche Reserven gegen Erdbebenbelastungen aufweisen. Bei einigen älteren Anlagen (z. B. Philippsburg 1 und Biblis A) zeichnet sich aus den Neubewertungen auch die Notwendigkeit einer umfangreichen sicherheitstechnischen Ertüchtigung von Systemen und Komponenten ab. Hinsichtlich des kerntechnischen Regelwerks [KTA 2201.1] haben Expertendiskussionen ergeben, dass die grundsätzlichen Anforderungen zur Erdbebensicherheit einer Bearbeitung bedürfen, insbesondere die Ermittlung seismischer Lastannahmen.

Flugzeugabsturz

Für die älteren Anlagen erfolgten hinsichtlich des zufälligen unfallbedingten Flugzeugabsturzes nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von Belastungen in Verbindung mit probabilistischen Sicherheitsbewertungen. Als Resultat der probabilistischen Bewertung zeigte sich, dass auch in den Fällen, in denen das Reaktorgebäude den heute definierten Lastannahmen nicht standhält, der ermittelte Beitrag zu Schadenszuständen mit erheblicher Freisetzung gering eingeschätzt wird. Durch die nachträgliche Errichtung von systemtechnisch unabhängigen und räumlich getrennten Notstandssystemen bei älteren

Anlagen (→ Kapitel 14 (ii)) wurde eine weitere Risikominderung erreicht. Insgesamt ist der Risikobeitrag durch zufälligen unfallbedingten Flugzeugabsturz als vernachlässigbar zu betrachten.

Explosionsdruckwelle

Für Anlagen, bei denen Schutzmaßnahmen gegen Explosionsdruckwellen nicht bereits bei der Errichtung getroffen wurden und bei denen aufgrund der Standortbedingungen derartige Einwirkungen nicht ausgeschlossen werden können, sind im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen entsprechende Analysen durchgeführt worden. Die Ergebnisse zeigen, dass in nahezu allen Fällen die vorhandene bauliche Auslegung die Belastungen aus den definierten Lastannahmen aufnehmen kann. In jedem Fall ist ein unter Risikogesichtspunkten ausreichender Schutz der Anlagen gegeben. Durch die Nachweisverpflichtungen in den Genehmigungsverfahren für Industrieanlagen ist sichergestellt, dass bei der Ansiedlung neuer Industrieanlagen in der Umgebung des Kernkraftwerkes keine das Kernkraftwerk gefährdenden neuen Einwirkungsmöglichkeiten auftreten können.

17 (iv) Konsultationen mit Nachbarländern

Deutschland hat schon frühzeitig einen grenzüberschreitenden Informationsaustausch im Zusammenhang mit der Errichtung von grenznahen Anlagen aufgenommen. In bilateralen Abkommen mit sechs der neun Nachbarländer Deutschlands wurden Vereinbarungen zum Informationsaustausch über grenznahe nukleare Einrichtungen abgeschlossen: mit den Niederlanden, Frankreich, Schweiz, Österreich, der Tschechischen Republik und Dänemark. Gegenstände solcher Abkommen sind unter anderem:

- die Berücksichtigung von Belangen des Nachbarlandes bei der Standortauswahl,
- die Zugänglichkeit von Genehmigungsunterlagen,
- das Gebiet mit gegenseitiger Informationspflicht und
- der Rahmen für Gespräche.

Gemeinsame Kommissionen zur regelmäßigen Konsultation in Fragen der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes wurden mit den Niederlanden, Frankreich, Schweiz, Österreich und der Tschechischen Republik gebildet. Der Informationsaustausch über grenznahe nukleare Anlagen betrifft

- technische oder genehmigungsrelevante Veränderungen bei grenznahen kerntechnischen Einrichtungen,
- Betriebserfahrungen, insbesondere zu meldepflichtigen Ereignissen,
- Berichterstattung über Entwicklungen in der Kernenergiepolitik und im Strahlenschutz,
- regulatorische Entwicklung der Sicherheitsanforderungen, insbesondere auch zu Notfallschutzmaßnahmen bei schweren Störfällen.

Die europäische Verpflichtung zur grenzüberschreitenden Behördenbeteiligung [1F-12] wurde durch eine Ergänzung der atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] umgesetzt. Danach müssen die Behörden benachbarter Staaten am atomrechtlichen Genehmigungsverfahren beteiligt werden, wenn ein Vorhaben erhebliche Auswirkungen in einem anderen Staat haben könnte.

Deutschland hat die Espoo-Konvention [1E-1] zur grenzüberschreitenden Beteiligung gezeichnet, die EU ist rechtskräftig beigetreten.

Gemäß Artikel 37 des EURATOM-Vertrages wird die Europäische Kommission über jeden Plan zur Ableitung radioaktiver Stoffe aller Art unterrichtet. Hierzu werden allgemeine Angaben über den Standort und die wesentlichen Merkmale der Kernanlage mindestens sechs Monate, bevor diese Ableitungen von den zuständigen Behörden genehmigt werden, übermittelt. Dies dient zur Feststellung möglicher Auswirkungen in anderen Mitgliedsländern [siehe auch 1F-4]. Nach Anhörung einer Sachverständigengruppe nimmt die Kommission Stellung zum Vorhaben.

Insgesamt gesehen werden die Nachbarländer durch die gesetzlichen Regelungen in Deutschland, die bilateralen Abkommen und die gemeinsamen Kommissionen in die Lage versetzt, Auswirkungen grenznaher Kernanlagen auf die Sicherheit des eigenen Landes selbst zu beurteilen. Die Informations- und Hilfevereinbarungen für Notfälle mit benachbarten und anderen Ländern und weitere Vereinbarungen mit anderen Ländern sowie mit der IAEA und der EU sind in Kapitel 16 (2) behandelt.

Kapitel 17: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

- Die Atomaufsicht des Bundes hatte das Überflutungsereignis im französischen Kernkraftwerk Blayais Ende 1999 sowie die Überarbeitung der kerntechnischen Regel KTA 2207 zum Hochwasserschutz zum Anlass genommen, die Auslegung gegen Hochwasser bei allen deutschen Kernkraftwerken zu überprüfen. Die Überprüfungen sind weit fortgeschritten.
- Im Zusammenhang mit den im Jahr 2003 an einigen deutschen Standorten beobachteten extrem niedrigen Wasserständen der für die Kühlwasserversorgung genutzten Flüsse sowie hoher Flusswassertemperaturen sind sicherheitsbezogene Überprüfungen durchgeführt worden.
- Die Auslegung der Bauwerke, Komponenten und Anlagenteile gegen Erdbeben erfolgte bei den bestehenden Kernkraftwerken mit dem damals festgelegten Verfahren. Seither sind die Methoden zur Ermittlung der seismischen Lastannahmen weiter entwickelt worden. Es ist inzwischen international üblich standortspezifische Bodenantwortspektren zu verwenden. Bei Neubewertung bestehender Kraftwerksstandorte haben sich relevante Bewertungsunterschiede der Sachverständigen ergeben.
- Auf Veranlassung der Bundesaufsicht hat die RSK Empfehlungen zur Überarbeitung der KTA 2201.1 (Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen) vorgelegt.

Kapitel 17: Zukünftige Aktivitäten

- Die Aktualisierung der KTA-Regel 2207 ist noch nicht abgeschlossen, da die Vorgehensweise zur Ermittlung des Bemessungshochwassers noch einer vertieften Absicherung bedarf. Dementsprechend ist auch die auf Basis der aktualisierten KTA-Regel vorgesehene Überprüfung der Anlagenauslegung noch in Bearbeitung.
- Weitergehende Untersuchungen zur Ermittlung der Sicherheitsreserven in der Anlagenauslegung bei Niedrigwasser sind vorgesehen.
- Weiterhin sind langfristig generische Untersuchungen zum Einfluss von Klimaveränderungen mit extremen Wetterbedingungen auf die Sicherheit der Kernkraftwerke im Rahmen von Forschungsarbeiten vorgesehen.

18 Auslegung und Bau

18 (i) Sicherheitskonzept

Übergeordneter Sicherheitsgrundsatz bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie in Deutschland ist der Schutz von Leben, Gesundheit und Sachgütern vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen. Dieser Grundsatz ist in § 1 des Atomgesetzes verankert und bestimmt die Auslegung und das Sicherheitskonzept der Kernkraftwerke. Sie müssen mit effektiven Sicherheitsvorkehrungen ausgestattet sein, um das Anlagenpersonal und die Bevölkerung sowie die Umwelt vor der mit dem Betrieb der Anlage verbundenen radioaktiven Strahlung zu schützen.

Um diesen Schutz zu gewährleisten, werden die - im Wesentlichen im Reaktorkern konzentrierten - radioaktiven Stoffe durch mehrere Barrieren eingeschlossen. Dies sind die Brennstabhüllen, die druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislaufs und der Sicherheitsbehälter. Um die Integrität der Barrieren sicherzustellen, muss die Reaktivitätsentwicklung im Reaktorkern in engen Grenzen gehalten und die Brennelemente müssen stets ausreichend gekühlt werden. Diese drei Schutzziele - in den IAEA Standards fundamental safety functions genannt - ergänzt um das vierte Schutzziel zur Begrenzung der Strahlenexposition umfassen die gesamten Anforderungen, deren Erfüllung den Schutz von Leben, Gesundheit und Sachgütern gewährleisten. Hierfür sind folgende Anforderungen grundsätzlicher Art zu erfüllen:

Kontrolle der Reaktivität

- Reaktivitätsänderungen bleiben auf zulässige Werte beschränkt,
- der Reaktorkern ist sicher abschaltbar und kann langfristig unterkritisch gehalten werden,
- die Brennelemente bleiben bei der Handhabung sowie im Lager für frische Brennelemente und im Brennelementlagerbecken stets unterkritisch.

Kühlung der Brennelemente

- Kühlmittel und Wärmesenken sind stets ausreichend bereitgestellt,
- der Wärmetransport vom Brennstoff bis zur Wärmesenke ist sichergestellt,
- die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken ist sichergestellt.

Einschluss der radioaktiven Stoffe

- das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns ist durch mehrere Barrieren sicher eingeschlossen, die in ihrer Gesamtheit auch im Störfall eine hinreichende Dichtheit gewährleisten
- für das sonstige Aktivitätsinventar in der Anlage ist sichergestellt, dass auch im Fall von Leckagen eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung verhindert wird.

Begrenzung der Strahlenexposition

- Aktivitätsinventar und Aktivitätsfluss in der Anlage werden kontrolliert und begrenzt,
- die Ableitung radioaktiver Stoffe ist begrenzt,
- bauliche Anlagen und technische Einrichtungen genügen den Anforderungen des Strahlenschutzes,
- Strahlung und Aktivität in der Anlage und der Umgebung werden überwacht.

Die Einhaltung der Schutzzielkriterien und damit die Integrität der Barrieren werden durch ein gestaffeltes Sicherheitskonzept in mehreren Ebenen (defence-in-depth) erreicht. Dieses Konzept besteht aus einer Kombination von Maßnahmen zur Verhinderung von Störungen und Störfällen (Ebenen 1+2), Maßnahmen zu deren Beherrschung (Ebene 3) und schließlich Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen von eventuellen schweren Störfällen (Ebene 4). Die Einteilung der Anlagenzustände gibt Tabelle 18-1 wieder.

Auf der ersten Sicherheitsebene - der Betriebsebene - sollen gute Auslegungs- und Fertigungsqualität sowie Sorgfalt in der Betriebsführung für eine hohe Verfügbarkeit der Anlage sorgen; zugleich sollen dadurch Störungen vermieden werden.

Folgende Grundsätze sollen beachtet werden:

- ausreichende Sicherheitszuschläge bei der Auslegung der Systeme und Anlagenteile,
- sorgfältige Auswahl der Werkstoffe, umfangreiche Werkstoffprüfungen,
- umfassende Qualitätssicherung bei Fertigung, Errichtung und Betrieb,
- unabhängige Prüfung der erreichten Qualität,
- Überwachung der Qualität (entsprechend der betrieblichen Belastung) durch wiederkehrende Prüfungen,
- Instandhaltungsfreundlichkeit der Systeme unter Berücksichtigung möglicher Strahlenexposition des Personals,
- sichere Überwachung der Betriebszustände,
- Berücksichtigung von Betriebserfahrungen,
- umfassende Schulung des Betriebspersonals und
- Verhinderung von Fehlbedienungen, z. B. durch Verriegelungen.

Trotzdem können Fehlfunktionen von Systemen oder Komponenten auftreten, die dann zu anomalen Betriebszuständen - der zweiten Sicherheitsebene - führen können. Zur Beherrschung dieser anomalen Betriebszustände werden die Systeme so ausgelegt oder es werden Betriebsmaßnahmen derart getroffen, dass die Anlage innerhalb der Auslegungsgrenzen für den bestimmungsgemäßen Betrieb gehalten wird und somit Dosisgrenzwerte für die Bevölkerung nicht überschritten werden (Tabelle 15-1). Solche Vorkehrungen auf der zweiten Ebene sind:

- die Auslegung des Reaktorkerns mit dem Ziel, dass auch bei Ausfall von Regeleinrichtungen der Kern ohne aktiven Eingriff stabile Temperatur- und Druckzustände einnimmt,
- Zustands- und Störungsmeldungen auf der Warte zur Information des Betriebspersonals und um manuelle Gegenmaßnahmen zu ermöglichen,
- Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen, die die Anlage innerhalb zulässiger Auslegungsgrenzen halten. So wird verhindert, dass Betriebsstörungen sich zu Störfällen ausweiten.

Auf der dritten Sicherheitsebene sind die Kernkraftwerke gegen postulierte Störfälle - die Auslegungsstörfälle - ausgelegt. Im Genehmigungsverfahren ist nachzuweisen, dass diese Störfälle durch Sicherheitseinrichtungen so beherrscht werden, dass auch für radiologisch relevante Fälle die Strahlenexposition der am stärksten betroffenen Person aus der Bevölkerung unterhalb der Störfallplanungswerten aus Tabelle 15-1 bleibt.

Der Nachweis der Störfallbeherrschung wird mittels einer Sicherheitsanalyse geführt, die ursprünglich rein deterministischer Natur war. Im Laufe der Zeit wurden in zunehmendem Umfang ergänzende probabilistische Untersuchungen in die Sicherheitsanalyse eingeführt, z. B. Zuverlässigkeitsanalysen für das Reaktorschutzsystem und die Kernnotkühlsysteme.

Tabelle 18-1 Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes

Sicherheitsebene		Maßnahmen	Ziele	
1	bestimmungsgemäßer Betrieb	Normalbetrieb	Qualität der Betriebssysteme und der betrieblichen Abläufe sowie sicherheitsgerichtetes Handeln	Verhinderung von Betriebsstörungen
2		Anomaler Betrieb	inhärent sicheres Anlagenverhalten, Begrenzungs-systeme	Verhinderung von Auslegungsstörfällen
3	Auslegungsstörfälle		inhärent sicheres Anlagenverhalten, passive und aktive Sicherheitseinrichtungen	Beherrschung von Auslegungsstörfällen
4	auslegungsüberschreitende Störfälle	spezielle, sehr seltene Ereignisse	punktueller Maßnahmen	Beherrschung spezieller, sehr seltener Ereignisse
			Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes	Vermeidung von Kernschäden
		schwere Störfälle/Notfälle	Maßnahmen des anlageninternen und anlagenexternen Notfallschutzes	Begrenzung der Umgebungsauswirkungen bei Kernschäden

Die deterministische Sicherheitsanalyse besteht aus System- und Störfallanalyse. Die Systemanalyse dient dem Nachweis, dass Systeme zur Betriebsführung und -überwachung vorhanden sind, durch deren Auslegung Störfälle als Folgen anomaler Betriebszustände mit hoher Zuverlässigkeit vermieden werden und darüber hinaus ausreichend zuverlässige technische Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung von Störfällen installiert sind. Eine weitere wichtige Aufgabe der Systemanalyse ist der Nachweis, dass die gemäß [3-1] geltenden Auslegungsgrundsätze erfüllt sind:

- Redundanz, im allgemeinen werden Einzelfehler und Reparaturfall angenommen,
- Diversität,
- weitgehende Entmaschung der Stränge,
- räumliche Trennung redundanter Stränge,
- weitgehende Automatisierung (30-Minuten-Konzept),
- Sicherheitsreserven und
- sicherheitsgerichtetes Systemverhalten bei Fehlfunktion (fail-safe).

Die Störfallanalyse untersucht das Verhalten des Kernkraftwerks bei den nach dem Regelwerk zu unterstellenden Betriebstransienten und Störfällen (Anhang 3). Zentraler Punkt der Analyse ist der Nachweis der Wirksamkeit der Sicherheitseinrichtungen. Die eingesetzten Rechenmodelle berücksichtigen alle bedeutsamen physikalischen Effekte und sind weitest möglich experimentell verifiziert. Die Konservativität der Analyseergebnisse wird durch ungünstige Rechenannahmen und Randbedingungen sichergestellt. Bei entsprechender Qualität der Rechenverfahren und Eingangsdaten werden in neuerer Zeit auch best-estimate-Analysen unter Angabe der Unsicherheiten der Ergebnisse durchgeführt.

Die die Auslegung der Sicherheitseinrichtungen bestimmenden Störfälle (Auslegungsstörfälle) werden so definiert, dass sie repräsentativ für alle zu unterstellenden Ereignisse

sind. Dabei kann der Nachweis einer ausreichenden anlagentechnischen Schadensvorsorge auch dadurch geführt werden, dass vorgelagerte technische Kriterien erfüllt werden, z. B. die Einhaltung von Reaktivitätsgradienten, von Temperatur- oder Druckgrenzwerten, bei denen eine Gefährdung der Integrität von Barrieren zum Einschluss radioaktiver Stoffe ausgeschlossen ist.

Mit der vierten Sicherheitsebene werden im gestaffelten Sicherheitskonzept Ereignisse berücksichtigt, die bei der ursprünglichen Auslegung wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit nicht als Auslegungsstörfälle betrachtet worden sind (Anhang 3). In dieser Ebene werden Maßnahmen gegen spezielle, sehr seltene Ereignisse wie Flugzeugabsturz, äußere Druckwelle und ATWS (anticipated transients without scram) getroffen. Für diese Ereignisse bestehen gegenüber der dritten Sicherheitsebene reduzierte Anforderungen bezüglich der Einhaltung der Störfallplanungswerte. Die Nachweisführung ist aber vergleichbar. Darüber hinaus sind in dieser Ebene seit den 80er Jahren die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorgesehen, um auslegungsüberschreitende Zustände frühzeitig und sicher zu erkennen, zu kontrollieren und mit möglichst geringen Schäden zu beenden. Die präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sollen schwere Kernschäden verhindern; Hauptziel ist die Erhaltung oder Wiederherstellung der Kernkühlung und die Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand. Die schadensmindernden Maßnahmen sollen bei Kernschäden schwere radiologische Auswirkungen in der Anlage und der Umgebung mildern; Hauptziel ist hier die Erhaltung der noch vorhandenen aktivitätseinschließenden Barrieren und die Absicherung eines langfristig kontrollierten Zustandes zum Schutz der Umgebung.

Dieses in vier Ebenen gestaffelte Sicherheitskonzept wird heute bei allen deutschen Kernkraftwerken verfolgt.

Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Die anlageninternen Notfallmaßnahmen stützen sich auf die flexible Nutzung verfügbarer Sicherheits- und Betriebssysteme auch außerhalb ihres auslegungsgemäß vorgesehenen Einsatzgebietes - auch mit dem Risiko ihrer Beschädigung - und auf externe Systeme. Um die Maßnahmen im Ernstfall wirksam durchführen zu können, wurden in den deutschen Kernkraftwerken umfangreiche technische und organisatorische Vorkehrungen getroffen.

Neben der Einführung eines Notfallhandbuchs (→ Kapitel 19 (iii)) in allen Anlagen sind für Druckwasserreaktoren zur Sicherstellung der Kernkühlung die präventiven Maßnahmen:

- sekundärseitige Druckentlastung und Einspeisung,
- primärseitige Druckentlastung mit Einspeisung,

und zur Aktivitätsrückhaltung die schadensmindernden Maßnahmen:

- gesicherter Gebäudeabschluss des Reaktorsicherheitsbehälters,
 - gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters,
 - Wasserstoffbegrenzung,
 - Wartenzuluffilterung
- vorgesehen.

Für Siedewasserreaktoren betreffen die präventiven Maßnahmen zur Sicherstellung der Kernkühlung:

- autarkes Einspeisesystem,
- zusätzliche Ein- oder Nachspeisemöglichkeit im Reaktordruckbehälter,

Tabelle 18-2: Stand der Umsetzung der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz in DWR

5/2004

Maßnahme	KWO	KKS	KWB A	GKN 1	KWB B	KKU	KKG	KWG	KKP 2	KBR	KKI 2	KKE	GKN 2
Notfallhandbuch	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
Sekundärseitige Druckentlastung	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	✓	✓
Sekundärseitige Einspeisung	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
Primärseitige Druckentlastung	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
Primärseitige Einspeisung	●	●	●	●	●	●	●	●	✓	●	●	✓	✓
Gesicherter Gebäudeabschluss des Reaktorsicherheitsbehälters	●	●	●	●	●	●	●	✓	●	●	●	✓	✓
Gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
Katalytische Rekombinatoren zur Wasserstoffbegrenzung		○	○	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
Wartenzuluffilterung	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	✓	●
Notstromversorgung durch Nachbarblock	□	□	●	●	●	□	□	□	●	□		□	●
Ausreichende Batteriekapazität	●	✓	●	●	●	✓	●	✓	●	●	●	●	●
Netzurückschaltung	✓	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	✓
Zusätzlicher Netzanschluss über Erdkabel	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
Probenahmesystem im Reaktorsicherheitsbehälter	●			●		●	●	●	●		●	●	●

✓ Auslegung ● realisiert durch Nachrüstung ○ beantragt □ nicht anwendbar

und die schadensmindernden Maßnahmen zur Aktivitätsrückhaltung:

- gesicherten Gebäudeabschluss,
- Druckentlastung des Reaktordruckbehälters,
- gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters,
- Inertisierung des Sicherheitsbehälters (Baulinie 69) oder nur der Kondensationskammer, ergänzt durch Wasserstoffbegrenzungsmaßnahmen (Baulinie 72),
- Wartenzuluffilterung.

Als Hilfsmaßnahmen zur Unterstützung der präventiven und schadensmindernden Maßnahmen für beide Reaktortypen zählen die Vorkehrungen:

- ausreichende Batteriekapazitäten bzw. Notstromversorgung durch den Nachbarblock (falls vorhanden),
- Möglichkeiten einer schnellen Netzurückschaltung,
- eine zusätzliche Netzanbindung (Erdkabel),
- Probenahmesystem im Reaktorsicherheitsbehälter,
- Notfallorganisation mit Schulungen und Notfallübungen.

Der Einbau von katalytischen Rekombinatoren zur Begrenzung der Wasserstoffentwicklung in Druckwasserreaktoren und die Realisierung des Probenahmesystems für die Kontrolle der Atmosphäre im Reaktorsicherheitsbehälter ist für den Großteil der Anlagen abgeschlossen. Alle anderen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind mittlerweile bis auf Ausnahmen in allen Anlagen realisiert (Tabellen 18-2 und 18-3). Der Nachweis der Funktionstüchtigkeit der anlageninternen Notfallmaßnahmen erfolgt auf der Grundlage repräsentativer Abschätzungen und Plausibilitätsbetrachtungen. Die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes müssen generell durchführbar, geeignet und wirksam sowie verträglich mit dem Sicherheitskonzept der jeweiligen Anlage sein. Die Erfüllung dieser Anforderungen ist in den entsprechenden Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren nachzuweisen.

Tabelle 18-3: Stand der Umsetzung der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz in SWR

1/2004

Maßnahme	KKB	KKI 1	KKP1	KKK	KRB B	KRB C
Notfallhandbuch	●	●	●	●	●	●
Autarkes Einspeisesystem	●	●	●	●	□	□
Zusätzliche Ein- und Nachspeisemöglichkeit in den RDB	●	●	●	●	●	●
Gesicherter Gebäudeabschluss	●	●	●	●	✓	✓
Diversitäre Druckbegrenzung Reaktordruckbehälter	●	●	●	●	●	●
Gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters	●	●	●	●	●	●
Inertisierung des Reaktorsicherheitsbehälters	●	●	●	●	● *	● *
Wartenzuluftfilterung	●	●	●	●	●	●
Notstromversorgung durch Nachbarblock	□	□	●	□	●	●
Erhöhte Batteriekapazität	●	✓	●	●	✓	✓
Netzurückschaltung	●	●	●	●	●	●
zusätzlicher Netzanschluss Erdkabel	●	●	●	●	●	●
Probenahmesystem Reaktorsicherheitsbehälter	○	○	●	○	○	○

* Kondensationskammer inertisiert, Druckkammer mit katalytischen Rekombinatoren

✓ Auslegung ● realisiert durch Nachrüstung ○ beantragt □ nicht anwendbar

18 (ii) Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken

Entsprechend den Prinzipien des gestaffelten Schutzkonzepts bestehen Anforderungen an die Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken und die Zuverlässigkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Strukturen, Komponenten und Systeme. Diese sind in allgemeiner Form in den Sicherheitskriterien [3-1] festgelegt. Im Einzelnen werden Anforderungen auch aus Sicherheitsanalysen abgeleitet. Präzisierungen zu deren technischer Ausführung sind in den Richtlinien und Regeln enthalten. Die zugehörigen Regeln des KTA sind in Anhang 5 aufgelistet. Es sind dies im Wesentlichen die Regeln der Reihen 1400, 3200, 3400, 3500, 3700 und 3900. Auf den Einsatz bewährter Techniken wird darin Bezug genommen.

Passive Einrichtungen

Zu den passiven Einrichtungen zählen Einrichtungen, die im Hinblick auf ihre Funktion keine Betätigung erfordern (z. B. Rohrleitungen, Behälter).

Für die eingesetzten Werkstoffe gibt es allgemeine Anforderungen zum Eignungsnachweis. Die Eignungsnachweise folgen weitgehend der sich aus der technischen Erfahrung gebildeten Praxis für überwachungsbedürftige Industrieanlagen und aus den bauaufsichtlichen Vorschriften. Bei Kernkraftwerken sind der Umfang und die Art der Nachweise entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung der Komponenten ausgeweitet.

Bezüglich der konstruktiven Ausführung bestehen Anforderungen an eine spannungsgünstige und prüfgerechte Gestaltung. Sofern spezifisch kerntechnische Einflüsse z. B. durch Strahlung zu erwarten sind, wird dies in den werkstofftechnischen Vorgaben und im Eignungsnachweis besonders berücksichtigt. Der Einfluss von bekannt gewordenen qualitätsmindernden Faktoren auf die Sicherheitsreserven bei der Herstellung der Komponenten mit Barrierenwirkung wurde mit konservativen Annahmen untersucht und der Nachweis erbracht, dass die in den Regeln enthaltenen Vorgaben ausreichende Reserven sicherstellen.

Die Anforderungen zum Nachweis der Eignung der eingesetzten Herstellungsverfahren sind in Regeln im Einzelnen festgelegt. Diese Regeln unterscheiden nach Werkstoffen, Vorprodukten und Einsatz- oder Anwendungsbereich, z. B. druckführende Umschließung, sekundäre Systeme, Sicherheitsbehälter, Hebezeuge. Die Eignungsprüfung der Herstellungsverfahren wird unter praxisnahen Bedingungen und für jeden Hersteller separat durchgeführt und in festgelegten Zeitintervallen erneuert. Bei wichtigen Verfahrensschritten zum Nachweis der Eignung von Werkstoffen, Herstellungsverfahren und Komponenten ist ein unabhängiger Sachverständiger beteiligt. Die Ergebnisse der Prüfungen werden dokumentiert und die Bewertungen des Sachverständigen der Genehmigungsbehörde vorgelegt.

Aktive Einrichtungen

Zu den aktiven Einrichtungen zählen die Einrichtungen, die durch die Leittechnik angesteuert und betätigt werden, sowie auch handbetätigte Einrichtungen.

Die meisten aktiven Komponenten und ihre Betriebsmittel sind Serienerzeugnisse, für die umfangreiche industrielle Erfahrungen vorliegen. Dies gilt insbesondere für die Einrichtungen der Elektro- und Leittechnik, wie z. B. Elektromotoren, Stellgetriebe,

Schaltanlagen, Messwertaufnehmer, Messwertverarbeitung und Kabel. Aber auch bei maschinentechnischen Komponenten kommen Serienerzeugnisse zum Einsatz, wie z. B. Armaturen und Pumpen, soweit sie nicht zur druckführenden Umschließung gehören sondern z. B. in Kühlwasser- und Hilfssystemen und im Turbinenbereich eingesetzt sind. Solche Einrichtungen kommen sowohl im konventionellen Energieerzeugungsanlagen als auch in der chemischen Prozessindustrie zum Einsatz. Dies gilt auch für die verwendeten Hilfsstoffe, wie z. B. Öle, Schmierstoffe, Gleitmittel, Treibstoffe, Gase und chemische Stoffe z. B. zur Wasseraufbereitung.

Für die aktiven Komponenten des Sicherheitssystems nehmen die Anforderungen zum Eignungsnachweis stärker als bei passiven Komponenten auf die Serienfertigung Bezug (→ Kapitel 13). Die Art und der Umfang der Eignungsnachweise sind entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung sowohl im kerntechnischen als auch im konventionellen Regelwerk festgelegt. Sofern spezifisch kerntechnische Einflüsse, z. B. durch die Umgebungsbedingungen, zu erwarten sind, wird die Eignung durch ergänzende Nachweise belegt. Sofern für bestimmte Komponenten keine industrielle Erfahrung vorliegt, werden die Eignung der vorgesehenen Technik in umfangreichen Testserien aufgezeigt und die erreichten Ergebnisse der Genehmigungsbehörde zur Prüfung vorgelegt, z. B. für Regelstabantriebe oder interne Axialpumpen für Siedewasserreaktoren.

Zur Erprobung der Systemfunktionen, des Zusammenspiels von Einbauten, der Wirkung der Sicherheitseinrichtungen etc. werden umfangreiche Kalt- und Warmerprobungen bei der Inbetriebnahme durchgeführt (→ Kapitel 19 (i)).

Nachweis der Eignung und Bewährung

Der Nachweis der Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken erfolgt auf unterschiedlichen Wegen. Diese sind:

- praktische Erfahrung im langfristigen Einsatz bei vergleichbaren Betriebsbedingungen,
- experimentelle Untersuchungen zum Verhalten der eingesetzten Werkstoffe und Komponenten bei Betriebs- und Störfallbedingungen
- Nachweise auf der Basis verifizierter Modelle,
- Zuverlässigkeitsangaben oder Betriebsbewährungsnachweise für Komponenten der Elektro- und Leittechnik,
- Grenzbelastungsanalysen.

Die Eignung der bei der Auslegung eingesetzten Rechenmodelle wird nachgewiesen.

Alle Prüfprogramme werden der Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde zur Zustimmung vorgelegt und vom zugezogenen Sachverständigen geprüft. Der Sachverständige nimmt darüber hinaus an den Tests und Erprobungen teil. Für sicherheitstechnisch bedeutsame Sachverhalte werden Kontrollrechnungen mit vorzugsweise unabhängigen Rechenmodellen vom zugezogenen Sachverständigen durchgeführt. Für die im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zu beurteilenden Sachverhalte prüft der Sachverständige im Einzelfall, ob dazu über die bestehenden Regeln hinaus Zusatzanforderungen erforderlich sind.

Zur Beurteilung der Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken ist der Erfahrungsrückfluss sowohl aus der Herstellung als auch aus dem Betrieb bedeutsam (→ Kapitel 19 (vi) und (vii)).

Aus dem Erfahrungsrückfluss haben sich in Einzelfällen aufgrund von Schadensereignissen oder auch aus technischen Erkenntnissen Hinweise ergeben, dass die Eignung technischer

Einrichtungen für den langfristigen Betrieb als unzureichend zu bewerten war oder begründete Zweifel vorlagen. Als Bestandteil der Sicherheitskultur in der Bundesrepublik Deutschland hat es sich in solchen Fällen bewährt, im Konsens der Beteiligten nach technischen Lösungen zu suchen, die über das sicherheitstechnisch zwingend erforderliche hinaus langfristige Verbesserungen erwarten lassen. Beispiele für solche Fälle sind der Austausch von Rohrleitungen des Frischdampf- und Speisewassersystems von Siedewasserreaktoren innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters, Umrüstungen auf diversitäre Vorsteuerventile im Druckabsicherungssystem der Siedewasserreaktoren, Umstellung aller Druckwasserreaktoren auf Hoch-AVT-Fahrweise in der sekundärseitigen Wasserchemie, Herstellung besser prüffähiger Schweißnahtoberflächen für den Einsatz von Ultraschallverfahren durch Bearbeitung der Oberflächen oder Neufertigung der Schweißnaht bei Komponenten und Rohrleitungen von Druck- und Siedewasserreaktoren. Weiterhin wurde die Instrumentierung zur genauen Erfassung lokaler Belastungen, z. B. thermischer Schichtungen und Fluktuationen, bei allen Anlagen erweitert. Die Ergebnisse dieser Messungen werden sowohl für die Optimierung der Betriebsweise als auch in der Alterungsbeurteilung zur verbesserten Bestimmung des erreichten Ausnutzungsgrades von Komponenten verwertet.

18 (iii) Zuverlässige und betriebsgerechte Auslegung

Zur Sicherstellung eines zuverlässigen und problemlosen Betriebs der Kernkraftanlage sind Anforderungen an einfache Systemgestaltung, räumliche Trennung, Zugänglichkeit für Prüfung, Wartung und Reparatur in den Sicherheitskriterien festgelegt [3-1, 3-51]. Ebenso bestehen dort Festlegungen allgemeiner Art zur Gestaltung von Arbeitsplatz, Arbeitsablauf und Arbeitsumgebung. Detailanforderungen dazu sind in technischen Regeln und Richtlinien festgelegt, sowohl die technischen Maßnahmen als auch die Vorkehrungen bei der Organisation und Durchführung von Arbeitsabläufen [Regeln der KTA-Reihen 1200 und 3200].

In der Umsetzung der Vorgaben haben sich Konzepte herausgebildet, die durch folgende Merkmale gekennzeichnet sind (→ Kapitel 18 (i), 19 (iii)):

- beanspruchungs-, fertigungs- und prüfgerechte Gestaltung der Barrieren
- gute räumliche Zugänglichkeit der Komponenten für Wartung, Prüfung und Reparatur,
- räumliche Systemtrennung zur Vermeidung von Wechselwirkungen zwischen redundanten Systemen,
- hoher Redundanzgrad des Sicherheitssystems,
- Berücksichtigung eines möglichen systematischen Ausfalls,
- dem Sicherheitssystem vorgelagerte Begrenzungseinrichtungen,
- hoher Automatisierungsgrad des Sicherheitssystems,
- unabhängige Notstandssysteme,
- ergonomische Gestaltung der Warte,
- ergonomisch gestaltetes, in sich geschlossenes Betriebshandbuch für alle Anlagenzustände,
- situationsgerechte Aufbereitung der Meldungen bei Störungen, Störfällen und wiederkehrenden Prüfungen.

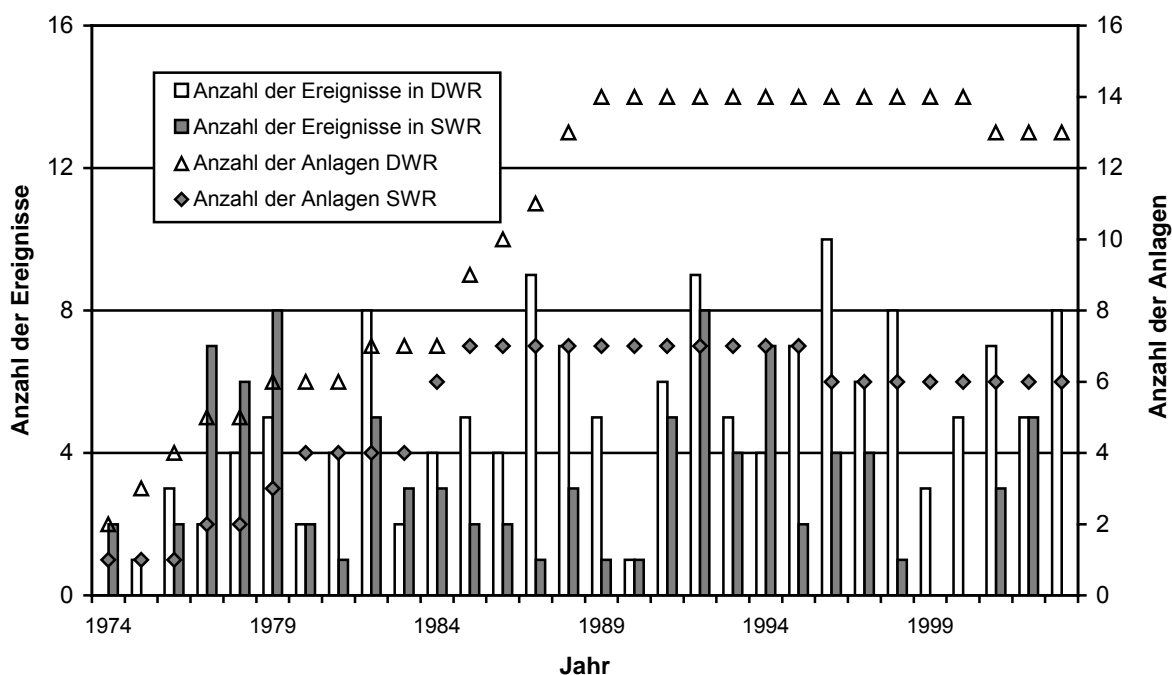


Abbildung 18-1 Schadensmeldungen über Rohrleitungsschäden des Reaktorkühlkreislaufs und der nuklearen Hilfssysteme

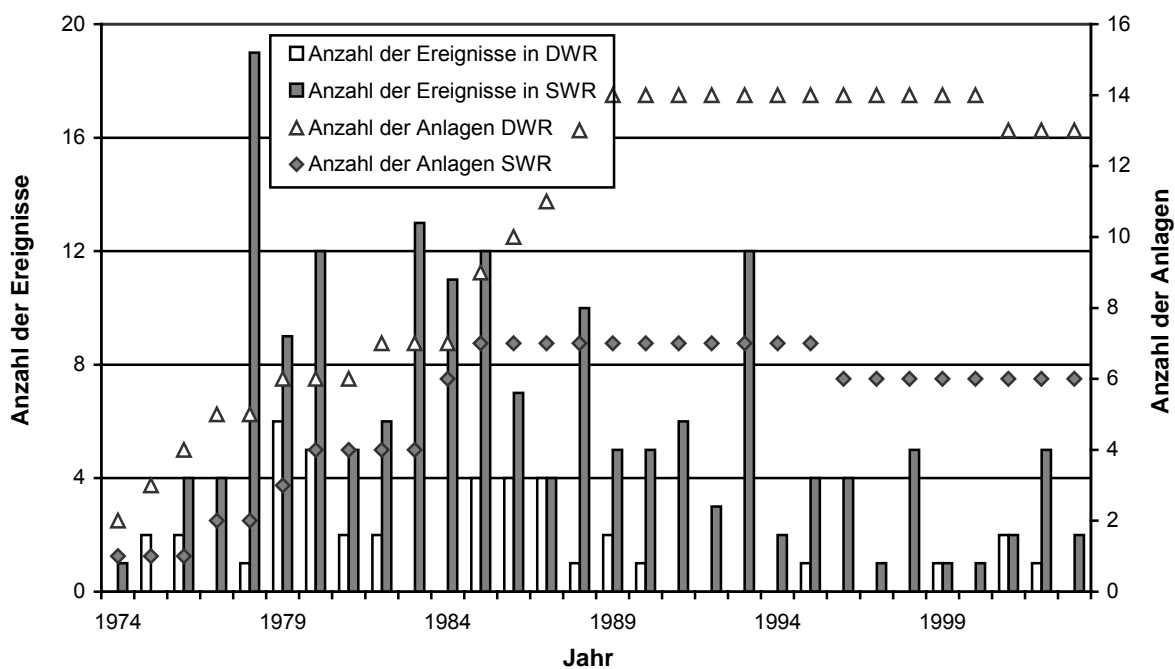


Abbildung 18-2 Schadensmeldungen über Rohrleitungsschäden des Wasser-Dampfkreislaufes

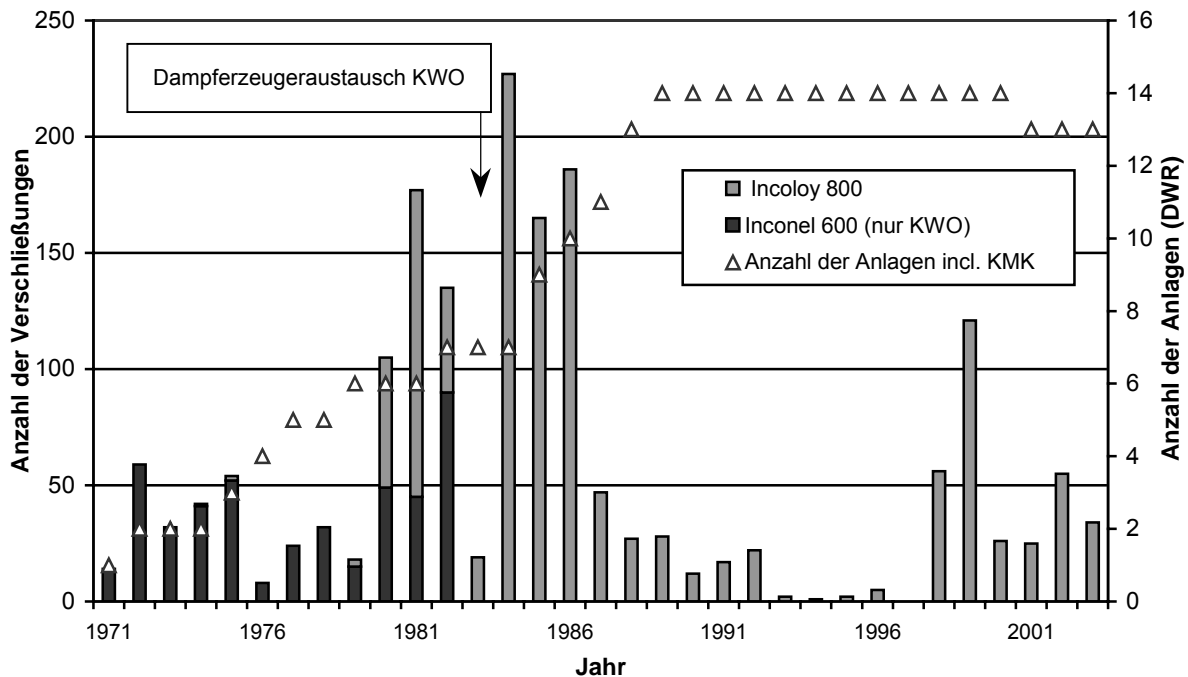


Abbildung 18-3 Anzahl der pro Jahr neu verschlossenen Dampferzeugerheizrohre in DWR

Über die genannten allgemeineren Merkmale für alle Barrieren hinaus wurde für die druckführende Umschließung sowie weitere druckführende Komponenten Ende der 70er Jahre das Konzept der „Rahmenspezifikation Basissicherheit“ entwickelt. Dieses enthält detaillierte Vorgaben, um ein katastrophales Versagen der Anlagenteile aufgrund herstellungsbedingter Mängel auszuschließen. Diese Vorgaben wurden in die entsprechenden KTA-Regeln aufgenommen. Die Basissicherheit eines Anlagenteils wird bestimmt durch folgende Grundsätze:

- hochwertige Werkstoffeigenschaften, insbesondere Zähigkeit,
- konservative Begrenzung der Spannungen,
- Vermeidung von Spannungsspitzen durch optimale Konstruktion,
- Gewährleistung der Anwendung optimierter Herstellungs- und Prüftechnologien,
- Kenntnis und Beurteilung gegebenenfalls vorliegender Fehlerzustände,
- Berücksichtigung des Betriebsmediums.

Diese Grundsätze wurden bei den neueren Anlagen direkt umgesetzt, bei den älteren Anlagen erfolgten und erfolgen noch Nachqualifizierungen entweder zur Einhaltung dieser Grundsätze oder zur Bewertung der festgestellten Abweichungen. Aus den Bewertungen ergab sich teilweise ein Bedarf für erweiterte Sicherheitsnachweise und Maßnahmen, die noch nicht in allen betroffenen Anlagen umgesetzt wurden (DWR der 2. Generation, → Anhang 4).

Die Entwicklung der Werkstoffe für die Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren erfolgte über verschiedene hochfeste Stähle, wie sie bei der 1. bis 3. Generation der Druckwasserreaktoren eingesetzt wurden, zu einem optimierten Stahltyp mit niedrigerer Festigkeit, aber höherer Zähigkeit und besserer Verarbeitbarkeit (15 MnNi 6 3).

Die erreichten Ergebnisse für die Zuverlässigkeit des Betriebs lassen sich anhand der Betriebserfahrung wie folgt charakterisieren:

- Die Anzahl der Defekte der Brennelementhüllrohre, die zu Undichtheiten führen, ist bei den derzeit erreichten Brennelement-Abbränden (ca. 60 MWd/kg für DWR und 55 MWd/kg für SWR) im Mittel 1-2 pro Anlage und Jahr.
- Die Eintrittshäufigkeit von Kleinstleckagen der "druckführenden Umschließung" liegt im Bereich von 10^{-1} pro Jahr und Anlage. Leckagen an der Barriere druckführende Umschließung, die zu einem Ansprechen des Sicherheitssystems geführt hätten, sind in den letzten zwanzig Jahren beim Betrieb deutscher Kernkraftwerke nicht aufgetreten. Sofern insgesamt Rissbefunde aufgrund von Qualitätseinschränkungen und betrieblichen Einflüssen aufgetreten sind, wurden diese Komponenten repariert oder ausgetauscht. Die getroffenen Gegenmaßnahmen waren bislang wirksam, wie das gleich bleibend niedrige Niveau der Schadensmeldungen über Rohrleitungsschäden der nuklearen Hilfssysteme und des Reaktorkühlkreislaufs sowie des Wasser-Dampf-Kreislaufes belegt (Abbildungen 18-1 und 18-2). Diese Meldungen umfassen sowohl die wanddurchdringenden Risse mit Leckagen als auch lediglich festgestellte Anrisse der Rohrwand ohne Leckagen.
- Die Einhaltung der Anforderungen an die Dichtheit des Sicherheitsbehälters wurde in den Prüfungen jeweils nachgewiesen. Funktionseinschränkungen bestanden nur in wenigen Einzelfällen, z. B. bei einem nicht absperrbaren Abriss einer Messleitung.
- Die Häufigkeit von Lecks zwischen der druckführenden Umschließung und den angeschlossenen Systemen ist gering. Bei den Druckwasserreaktoren haben sich die im Jahr 1987 abgeschlossenen Maßnahmen zur Optimierung der Wasserchemie hinsichtlich des eingesetzten, für Spannungsrisskorrosion unempfindlichen Werkstoffes für die Dampferzeugerheizrohre positiv ausgewirkt (Abbildung 18-3). Seit diesem Zeitpunkt liegt die Zahl der aufgrund von Wandschwächung zu verschließenden Dampferzeugerheizrohre für alle betriebenen Druckwasserreaktoren in Summe bei wenigen Heizrohren pro Jahr. Der Anstieg der Schäden in den Jahren 1998 und 1999 ist darauf zurückzuführen, dass eine ungeeignete Prozedur für die Reinigung der DE-Rohrbodenplatten gewählt wurde und dass Schäden infolge Reibkorrosion (fretting), verursacht durch lose Teile, gefunden wurden. Nach Entdeckung dieser Schäden wurde der Prüfumfang wesentlich erhöht. Bei den zusätzlichen Prüfungen wurden bisher unentdeckte Anzeigen infolge Reibkorrosion mit den Tragstrukturen und weitere Befunde entdeckt. Als Konsequenz dieser Prüfergebnisse wurden mit Anzeigen behaftete Heizrohre auch dann verschlossen, wenn deren Wandschwächung weit unterhalb des zulässigen Grenzwertes von 40% Wandschwächung lag. Die beschriebenen Schäden traten aber nur in einigen, nicht in allen DWR auf.
- Die entsprechend Prüfprogramm (→ Kapitel 14 (i) und 19 (iii)) durchgeführten Funktionsprüfungen zeigen, dass die Funktionen des Sicherheitssystems unter Prüfbedingungen zuverlässig sind.

Der laufende Erfahrungsrückfluss (→ Kapitel 19 (vi) und (vii)) soll sicherstellen, dass für die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme aktuelle Informationen zur Qualität bei der Herstellung und zur Zuverlässigkeit des Betriebes vorliegen und Abweichungen vom erwarteten Verhalten rechtzeitig erkannt werden.

Kapitel 18: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

Abschluss des Einbaus der präventiven und mitigativen Einrichtungen zum Notfallschutz in den Kernkraftwerken.

19 Betrieb

19 (i) Technische Grundlagen der Erlaubnis für den Betriebsbeginn

Die folgende Beschreibung in diesem Kapitel 19 (i) schildert die Vorgehensweise nach Regelwerk in der Vergangenheit, neue Kernkraftwerke sind in Deutschland nicht vorgesehen.

Die Errichtung, Montage, Inbetriebsetzung und der kommerzielle Probetrieb der Kernkraftwerke werden in der Regel von einem Generalunternehmer durchgeführt. Dieser ist zusammen mit dem späteren Betreiber Inhaber der Genehmigung. Nach erfolgreichem Probetrieb übergibt dieser die Anlage schlüsselfertig an den Betreiber. Die Verantwortung für die Sicherheit der Anlage liegt bis zur Übergabe an den Betreiber beim Generalunternehmer. Das für die Inbetriebsetzung erforderliche Personal wird vom Hersteller gestellt und muss die erforderliche Fachkunde nach [3-2] nachweisen. Das Personal des späteren Betreibers der Anlage nimmt an der Inbetriebsetzung teil und übernimmt dabei sukzessive die Überwachung von fertig gestellten oder betriebsbereiten Teilen der Anlage.

Die Erlaubnis für den Betriebsbeginn der bestehenden Kernkraftwerke basiert auf den Ergebnissen einer Sicherheitsanalyse und deren detaillierter Begutachtung durch die von den zuständigen Behörden hinzugezogenen Sachverständigenorganisationen (→ Kapitel 14 (i)), einer begleitenden Kontrolle bei der Errichtung sowie den Ergebnissen eines umfassenden von der Behörde gebilligten Inbetriebsetzungsprogramms. Insbesondere wird nachgewiesen, dass die zum Zeitpunkt der Erlaubnis für den Betriebsbeginn bestehenden Sicherheitsanforderungen des kerntechnischen Regelwerks erfüllt sind. Insgesamt wird festgestellt, dass die Anlage, wie sie gebaut wurde, den Auslegungs- und Sicherheitsanforderungen, zum Zeitpunkt der Erteilung der Genehmigung, für den Betriebsbeginn entspricht.

Die herstellereitigen Prüfungen auf der Baustelle sowie die Inbetriebsetzungsversuche werden im Auftrag der zuständigen Behörde von Sachverständigenorganisationen (z. B. Technische Überwachungsvereine) überwacht und durch eigene Prüfungen der Sachverständigen ergänzt.

Sicherheitsanalyse

Die Sicherheitsanalyse umfasst eine Systemanalyse und eine Störfallanalyse. Diese Sicherheitsanalyse war ursprünglich rein deterministischer Natur und wurde später in zunehmendem Umfang durch probabilistische Untersuchungen ergänzt. Umfang und Durchführung der Sicherheitsanalyse sind in Kapitel 18 (i) beschrieben. Die vom Antragsteller vorgelegte Sicherheitsanalyse wird durch die von den Behörden zugezogenen Sachverständigen begutachtet. Dabei werden in erheblichem Umfang eigene Rechenprogramme oder anerkannte alternative Berechnungsmethoden eingesetzt.

Begleitende Kontrolle bei der Errichtung

Durch die herstellungsbegleitende Kontrolle wird geprüft, ob die konkrete Ausführung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten den im Rahmen der Begutachtung festgelegten Anforderungen genügt. Die begleitende Kontrolle ist unterteilt in Vorprüfung, Werkstoff-, Bau- und Druckprüfung, Abnahme- und Funktionsprüfung. Die

Prüfergebnisse werden in Berichten, Bescheinigungen und Zeugnissen dokumentiert. Die Vorprüfung dient der Beurteilung der konstruktiven Gestaltung, der Dimensionierung, der verwendeten Werkstoffe, der Herstellungs- und Fertigungsverfahren, des Aufbaus von Schaltungen, der Montage, der Prüfbarkeit, Wartungs- und Reparaturzugänglichkeit sowie der eingesetzten Leittechnik an Hand von Plänen und Zeichnungen. Bei der Werkstoff-, Bau- und Druckprüfung wird die Prüfung und Beurteilung der tatsächlichen Ausführung in Bezug auf Übereinstimmung mit den Vorprüfungsunterlagen vorgenommen. Die Abnahme- und Funktionsprüfung dient der Prüfung und Beurteilung der sachgerechten Montage von Komponenten und Systemen sowie ihres funktionalen Verhaltens. Sie wird für spezielle Komponenten auf Prüfständen und im Rahmen des Inbetriebsetzungsprogramms durchgeführt.

Inbetriebsetzungsprogramm

Mit den Prüfungen im Rahmen des Inbetriebsetzungsprogramms wird die sichere und ordnungsgemäße Funktion der einzelnen Komponenten und Systeme sowie der Gesamtanlage in Übereinstimmung mit Planung und Auslegung nachgewiesen. Sie wird generell in vier Phasen durchgeführt:

- Inbetriebsetzung der Systeme,
- Warmprobetrieb 1,
- Warmprobetrieb 2 und
- Nulllast- und Leistungsversuche.

Bei den vorbetrieblichen Prüfungen (Systeminbetriebsetzung) werden alle Funktions- und Leistungsnachweise erbracht die notwendig sind, um Einzelkomponenten oder Systeme funktionsfähig bereitzustellen. Beim Warmprobetrieb 1 wird erstmalig das Reaktorkühlsystem zusammen mit den Reaktorhilfsanlagen und anderen Systemen betrieben, um die Funktionsfähigkeit der Gesamtanlage nachzuweisen, soweit dies ohne nukleare Dampferzeugung und ohne Beladung des Reaktors möglich ist. Nach dem ersten Kernbeladen werden im Warmprobetrieb 2 Inbetriebsetzungstätigkeiten durchgeführt, die bei unbeladenem Reaktor nicht möglich oder sinnvoll sind. Ziel ist der Nachweis der Funktionsfähigkeit und Sicherheit der Gesamtanlage vor Aufnahme des nuklearen Betriebes. In der letzten Phase der Inbetriebsetzung erfolgen nach dem ersten Kritischmachen umfangreiche Nulllast- und Leistungsversuche bei jeweils derjenigen Leistungsstufe, die technisch und physikalisch zum Nachweis der einwandfreien Funktion der Anlage am zweckmäßigsten ist.

Im Auftrag der Aufsichtsbehörde wird die gesamte Inbetriebsetzung vom Gutachter überprüft. Er bewertet das Inbetriebsetzungsprogramm und nimmt an den von ihm ausgewählten Versuchen und Prüfungen teil. In der letzten Phase der Inbetriebsetzung (Nulllast- und Leistungsversuche) erfolgt die Freigabe der einzelnen Leistungsstufen durch die Aufsichtsbehörde.

19 (ii) Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs

Alle Daten, Grenzwerte und Maßnahmen, die für den sicheren Betrieb sowie für die Beherrschung von Störfällen von Bedeutung sind, werden entsprechend der atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] und einer Richtlinie über die Anforderungen an Sicherheitsspezifikationen für Kernkraftwerke [3-4] in den Sicherheitsspezifikationen (→ Kapitel 14 (i)) zusammengefasst. Sie geben einen schnellen und lückenlosen Überblick

über die die Sicherheit der Anlage bestimmenden Grenzwerte, Bedingungen, Auflagen und Maßnahmen. Die Sicherheitsspezifikationen sind Bestandteil des Betriebshandbuches (BHB). Der Teil 2 des BHB enthält als Sicherheitsspezifikation die folgenden Kapitel:

- Voraussetzungen und Bedingungen zum Leistungsbetrieb, zum An- und Abfahren und zum Brennelementwechsel,
- sicherheitstechnisch wichtige Grenzwerte,
- Festlegungen zum anomalen Betrieb (z. B. Lastabwurf auf Eigenbedarf, Turbinenschnellabschaltung, Ausfall einer Kühlmittelpumpe) und
- Meldeverfahren und -kriterien für meldepflichtige Ereignisse.

Die von der Genehmigungsbehörde genehmigten Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs müssen eingehalten werden. Änderungen der Sicherheitsspezifikationen dürfen nur mit Zustimmung der Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde vorgenommen werden.

Unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen, nationalen und internationalen Betriebserfahrungen sowie neuer Erkenntnisse der Sicherheitsforschung werden die Festlegungen der Sicherheitsspezifikationen regelmäßig sowohl vom Betreiber als auch von den Aufsichtsbehörden und ihren Sachverständigen daraufhin überprüft, ob Änderungen erforderlich sind. So wurden als Ergebnis der probabilistischen Sicherheitsanalysen für deutsche Druckwasserreaktoren zur Optimierung der Vorgehensweisen bei Leck im Druckhalter und bei Leckagen an Dampferzeugerheizrohren die Grenzwerte für "Dampferzeugerfüllstand hoch" und "Füllstand im Reaktordruckbehälter tief" zusätzlich in die Sicherheitsspezifikationen aufgenommen.

Die Voraussetzungen und Bedingungen zum Betreiben der Anlage resultieren aus den in den Genehmigungsbescheiden genannten Auflagen, den in den Genehmigungsunterlagen genannten Randbedingungen, den technischen Regeln und Richtlinien sowie der allgemeinen Verpflichtung des Betreibers für einen sicheren Betrieb seiner Anlage. Sie umfassen:

- die Voraussetzungen und Bedingungen zum Betrieb der Anlage mit z. B. Definition einzuhaltender Anlagenzustände, Verweise auf einzuhaltende Vorschriften und betriebliche Regelungen zur Berichterstattung an Behörden, Dokumentation und Aufbewahrungsfristen, Vorschriften zur Vorgehensweise bei Anlagenänderungen und Änderung von Betriebsvorschriften sowie die Bedingungen für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Fortluft und Abwasser;
- Voraussetzungen und Bedingungen zum Anfahren, zum Leistungsbetrieb, zum Stillstand der Anlage und zum Brennelementwechsel;
- Bedingungen zur Instandhaltung während Leistungsbetrieb mit Festlegung zulässiger Ausfallzeiten von Sicherheitseinrichtungen, Regelung zur vorbeugenden Instandhaltung.

Die Grenzwerte des sicheren Betriebs umfassen alle Schutz- und Gefahrengrenzwerte einschließlich der Reaktorschutzgrenzwerte und die Gefahrenmeldungen, die

- eine Leistungseinschränkung aus sicherheitstechnischen Gründen bedingen oder
- dem Schutz des Betriebspersonals dienen oder
- eine unzulässige Umgebungsbelastung anzeigen.

Neben diesen sicherheitstechnisch wichtigen Grenzwerten enthält dieser Teil des Betriebshandbuches weitere sicherheitstechnisch wichtige Messwerte und eine Zusammenstellung wichtiger Störmeldungen:

- Messwerte über die Wirksamkeit der Reaktorschnellabschaltung, der Nachwärmeabfuhr, der Druckabsicherungen, des Aktivitätseinschlusses,

- Messwerte zum Zustand im Sicherheitsbehälter, im Reaktorgebäude und Maschinenhaus,
- Messwerte der Emissionsüberwachung,
- sicherheitstechnisch wichtige Störmeldungen und Kurzbeschreibung der einzuleitenden Maßnahmen z. B. für Umschalten auf Nachkühlbetrieb, Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung sowie Dampferzeugerheizrohrleck (bei Meldungen dieser Störung sind kurzfristige Handmaßnahmen durch das Betriebspersonal zu ergreifen),
- sicherheitstechnisch wichtige Störmeldungen mit Angabe der Grenzwerte der konventionellen Meldeanlage,
- tabellarische Zusammenstellung der Störfallinstrumentierung auf der Warte und der Notsteuerstelle.

Der Umfang der Festlegungen zu Grenzwerten und Bedingungen des sicheren Betriebs sowie ihre Zusammenfassung in besonderen gekennzeichneten Abschnitten des Betriebshandbuchs werden zurzeit im Auftrag des BMU mit dem Ziel einer bundeseinheitlichen Regelung überprüft (→ Kapitel 12).

19 (iii) Einhaltung genehmigter Verfahren für Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung

Die Einhaltung der genehmigten Verfahrensweisen für den Betrieb, aber auch für die im Kapitel 19 (iv) beschriebene Beherrschung von Störungen und Störfällen wird im wesentlichen durch die Aufbau- und Ablauforganisation des Kernkraftwerkes sichergestellt. Diese ist im Betriebshandbuch der jeweiligen Anlagen detailliert festgelegt. Für die Aufbauorganisation sind unter anderem die folgenden Grundsätze von Bedeutung:

- Der Leiter der Anlage oder dessen Stellvertreter ist für den sicheren Betrieb verantwortlich. Bei deren Abwesenheit geht die Verantwortung auf den diensthabenden Schichtleiter über. Darüber hinaus sind Bereitschaften eingerichtet.
- Weisungen an den Schichtleiter mit Bedeutung für die Sicherheit der Anlage dürfen nur durch den Leiter der Anlage und über die unmittelbare Führungslinie des Schichtleiters erfolgen. Unmittelbare Eingriffe in den Betriebsablauf nehmen diese aber nur in begründeten Ausnahmefällen vor.
- Die Aufgaben des Führungspersonals sind klar, eindeutig und vollständig so festgelegt, dass konkurrierende Arbeitsanweisungen von mehreren Führungspersonen vermieden werden.
- Die für die Qualitätssicherung und den Strahlenschutz zuständigen Organisationseinheiten und Personen sind organisatorisch unabhängig vom Fachbereich Betrieb, um Interessenkonflikte zu vermeiden.

Die organisatorischen Abläufe für den genehmigungskonformen, sicheren Betrieb der Anlage sind im Betriebshandbuch und im Prüfhandbuch festgelegt.

Betriebshandbuch

Aufbau und Inhalt des Betriebshandbuches sind in der Regel [KTA 1201] festgelegt. Das Betriebshandbuch enthält die im gesamten Kraftwerk gültigen Betriebsordnungen sowie alle betriebs- und sicherheitstechnischen Anweisungen, wie detaillierte Handlungsanweisungen für das Schichtpersonal sowie zusätzliche Informationen für verschiedene Anlagen-

situationen. Sicherheitsspezifikationen sind als solche explizit kenntlich gemacht. Das Betriebshandbuch enthält die folgenden Teile:

- Betriebsordnungen
Hierzu zählen neben der personellen Betriebsorganisation (Aufgaben, Verantwortlichkeiten, Unterstellungen etc.) die Warten- und Schichtordnung, Instandhaltungsordnung, Strahlenschutzordnung, Wach- und Zugangsordnung, Alarmordnung, Brandschutzordnung und Erste-Hilfe-Ordnung. Alle Betriebsordnungen der Anlage gehören zu den Sicherheitsspezifikationen.
- Betrieb der Gesamtanlage
Dieser Teil enthält die Voraussetzungen und Bedingungen zum Betrieb und die sicherheitstechnisch wichtigen Grenzwerte (→ Kapitel 19 (ii)), die Kriterien für die Meldung von Ereignissen an die Aufsichtsbehörde und Ablaufbeschreibungen einschließlich Handlungsanweisungen für die Fahrweisen des normalen und anomalen Betriebs.
- Störfälle
Dieser Teil des Betriebshandbuchs enthält die Auslegungsstörfälle mit und ohne Kühlmittelverlust sowie Einwirkungen von außen. Die Vorgehensweise bei Störfällen wird in Kapitel 19 (iv) behandelt.
- Betrieb der Systeme
Hierin sind für alle Systeme für die verschiedenen Fahrweisen die Ausgangszustände und die vom Schichtpersonal durchzuführenden Maßnahmen in Form von Schrittprogrammen festgelegt. Außerdem sind ergänzende Informationen, Schemata und Hinweise enthalten.
- Stör- und Gefahrenmeldungen
Hier sind alle Stör- und Gefahrenmeldungen aufgelistet und die zugehörigen Anweisungen zu Gegenmaßnahmen einschließlich möglicher Alternativen systembezogen aufgeführt.

Die Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen zur Bewältigung eventueller Notfälle sind ebenfalls im Betriebshandbuch festgelegt.

Notfallhandbuch

Für auslegungsüberschreitende Störfälle sind die in der Anlage zu ergreifenden technischen Maßnahmen, die Notfallprozeduren und die hierzu erforderlichen Hilfsmittel in einer separaten Unterlage, dem Notfallhandbuch, beschrieben.

Prüfhandbuch

Aufbau und Inhalt des Prüfhandbuches sind in der Regel [KTA 1202] festgelegt. Das Prüfhandbuch enthält Anwendungshinweise, die Prüfliste und die dazu gehörenden Prüfanweisungen für die wiederkehrenden Prüfungen.

In den Anwendungshinweisen sind allgemeine Erläuterungen zur Anwendung und Handhabung des Prüfhandbuchs und alle übergeordneten Vorgaben dazu festgelegt, z. B. zur Organisation der Prüfdurchführung und Ergebnisbewertung, zulässige Abweichungen bei Prüfintervallen, die Vorgehensweisen bei der Beteiligung von unabhängigen Sachverständigen und bei Änderungen des Prüfhandbuchs.

Die Prüfliste führt alle sicherheitstechnisch wichtigen wiederkehrenden Prüfungen auf. Sie enthält den Prüfgegenstand, den Prüfumfang, das Prüfintervall, den Betriebszustand der

Anlage bei der Prüfung und die eindeutige Bezeichnung der Prüfanweisung. Die Prüfliste ist Bestandteil der Sicherheitsspezifikationen.

Die Prüfanweisungen bestehen jeweils aus Angaben zu Prüfgegenstand, Prüfgrundlage (z. B. Genehmigungsaufgabe), Prüfmethode, Prüfziel, Prüfumfang, Hilfsmitteln und Unterlagen, Prüfvoraussetzungen, Prüfdurchführung (bei Funktionsprüfungen z. B. Schaltfolgeprogramm) und Protokollierung sowie Herstellung des Endzustands nach Abschluss der Prüfung.

Festlegung von Verfahren und Intervallen bei Prüfungen, Inspektionen und Instandhaltung

In Kapitel 14 (ii) ist das Vorgehen beschrieben, mit dem der Betreiber nachweist, dass die für die Sicherheit der Anlage wesentlichen Funktionen erbracht werden und dass sich die dafür wichtigen Qualitätsmerkmale im Betrieb nicht unzulässig verändern. Erstmals bei der Errichtung und später bei Anlagenänderungen sind die für die Sicherheit wesentlichen Systemfunktionen, die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten anzugeben und entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung die Qualifizierungsnachweise, wiederkehrenden Prüfungen, Inspektionen, vorbeugenden Instandhaltungs- und Wartungsmaßnahmen sowie die zulässigen Systemfahrweisen festzulegen. Basis hierfür ist die Instandhaltungsrichtlinie [3-41]. Auf Grund dieser Festlegungen werden während des Betriebs einer Anlage die folgenden Maßnahmen durchgeführt:

- wiederkehrende Prüfungen gemäß Prüfhandbuch, wobei die Prüfungen möglichst abdeckend für die jeweiligen Anforderungen sein sollen. Ist dies nicht möglich, wird nach dem Prinzip der überlappenden Teilprüfungen vorgegangen.
- regelmäßige vorbeugende Instandhaltungs- und Wartungsarbeiten in Eigenverantwortung des Betreibers,
- Funktionsnachweis von Systemen und Komponenten nach Instandhaltungs- und Wartungsarbeiten,
- regelmäßige Auswertung der Betriebs- und Prüfdokumentation,
- Rückführen der Betriebserfahrungen in die betriebliche Praxis.

Die Prüf- und Instandhaltungskonzepte haben sich seit der Errichtung der Anlagen infolge Betriebserfahrungen und neuerer Erkenntnisse aus der Sicherheitsforschung weiterentwickelt. Zum Zeitpunkt der Errichtung der Anlagen (1969 bis 1989) wurden die Nachweise weitgehend deterministisch geführt. So erfolgten bei der Errichtung der Anlagen die Zuordnung zu den sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, Komponenten und Anlagenteilen sowie die Festlegung von Prüfumfang und Prüfintervall im Wesentlichen durch ingenieurmäßige Betrachtung. Anhand der Systemunterlagen wurden die Komponenten identifiziert, welche für die Sicherheitsfunktionen einer Anlage benötigt werden. Unter Berücksichtigung der Betriebserfahrungen, des Kenntnisstandes über die Zuverlässigkeit der Komponenten und Empfehlungen der Komponentenhersteller wurde das Konzept für die wiederkehrenden Prüfungen entwickelt. Bestehende Lücken bei der Umsetzung der Prüfkonzepte, bedingt durch fehlende Zugänglichkeit, technische Einschränkungen oder unzureichende Aussagekraft der Prüfungen im Hinblick auf den Anforderungsfall wurden durch Änderungen der Komponenten, der Prüftechniken oder der Prüfabläufe weitgehend beseitigt. Bezüglich der erreichten Zuverlässigkeit der Komponenten wird auch auf Kapitel 18 (iii) verwiesen.

In den letzten Jahren haben probabilistische Sicherheitsuntersuchungen die ingenieurmäßigen Betrachtungen zunehmend ergänzt. In Einzelfällen sind auch schon

früher die deterministischen Vorgaben probabilistisch überprüft worden (z. B. hinsichtlich Reaktorschutzsystem und Notkühlsystemen).

19 (iv) Vorgehensweisen bei Störungen, Störfällen und Notfällen

Störungen des Normalbetriebs (anomaler Betrieb) haben zwar Einschränkungen zur Folge, (z. B. die Absenkung der Reaktorleistung bei Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe), der bestimmungsgemäße Betrieb der Anlage muss jedoch nicht aus sicherheitstechnischen Gründen abgebrochen werden. Hingegen muss bei Störfällen der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen abgebrochen werden. Für die im Genehmigungsverfahren betrachteten Störungen und Störfälle sind an den jeweiligen Ablauf angepasste Fahrweisen in detaillierten Prozeduren für das Schichtpersonal festgelegt. Diese sind im Betriebshandbuch in den Teilen 2 und 3 enthalten.

Störfälle

Die Prozeduren zur Beherrschung von Störfällen stellen eine Kombination aus schutzzielorientiertem und ereignisorientiertem Vorgehen dar. Das Vorgehen zur Beherrschung von Störfällen orientiert sich an folgenden schriftlichen Anweisungen und Hilfen:

- Störfall-Leitschema,
- Kontrolle der Schutzzielkriterien,
- Störfallentscheidungsbaum,
- schutzzielorientierte Störfallbehandlung,
- ereignisorientierte Störfallbehandlung,

Bei Auftreten eines Ereignisses, das eine Reaktorschnellabschaltung zur Folge hat, legt das Störfall-Leitschema (Abbildung 19-1) das Vorgehen des Schichtpersonals fest. Im ersten Schritt wird vom Schichtpersonal eine Kontrolle der Schutzzielkriterien durchgeführt, um festzustellen, ob die Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität (Unterkritikalität),
- Kühlung der Brennelemente (Kühlmittelinventar, Wärmetransport und Wärmesenke),
- Einschluss der radioaktiven Stoffe (insbesondere Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters)

erreicht sind und damit die Aktivitätsabgabe an die Umgebung die Störfallplanungswerte nicht überschreitet. Wird festgestellt, dass ein Schutzzielkriterium verletzt ist, so wird versucht, mit Hilfe der schutzzielorientierten Prozeduren die Anlagenparameter wieder in den Normalbereich zurückzuführen. Wird keine Verletzung von Schutzzielkriterien festgestellt und ist das Ereignis einem Störfalltyp zuzuordnen, wird ereignisorientiert vorgegangen. Im Falle auslegungsüberschreitender Anlagenzustände werden durch das Personal ergänzend Notfallentscheidungs bäume und Notfallprozeduren herangezogen. Der Übergang von der Störfallbehandlung zu den Notfallprozeduren ist im Unterkapitel „Schutzzielorientiertes Vorgehen“ des Betriebshandbuches erläutert.

Unabhängig davon, nach welcher Vorgehensweise die Störfallbehandlung erfolgt, müssen die Schutzzielkriterien zyklisch überprüft und die Vorgehensweise gegebenenfalls angepasst werden.

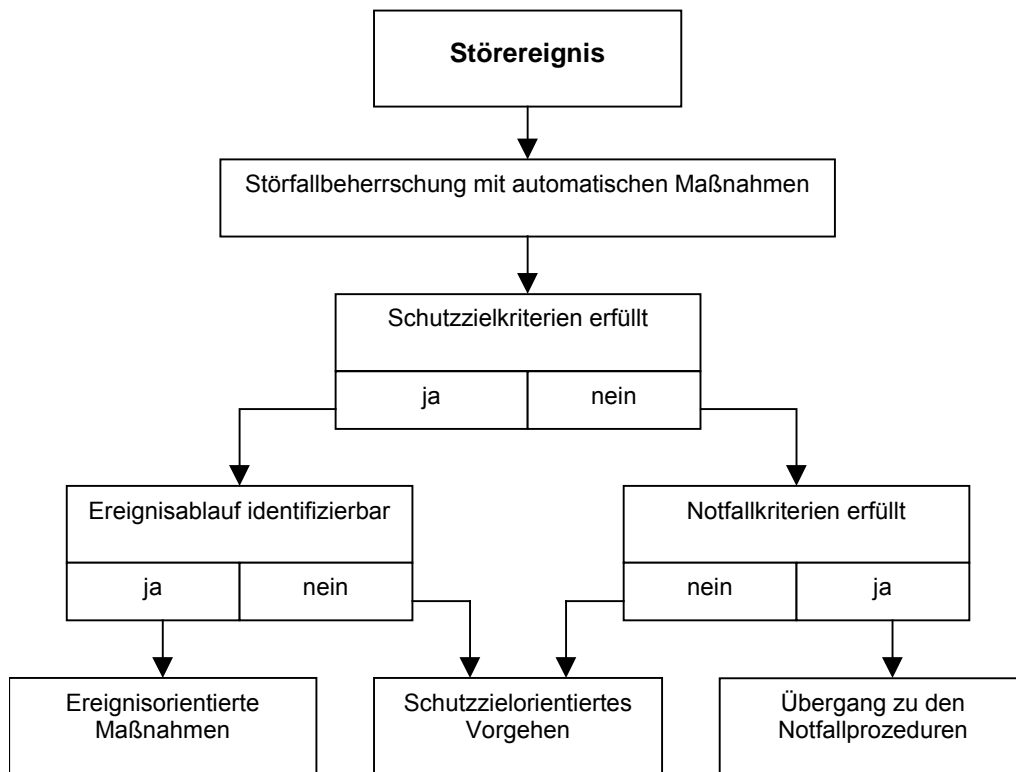


Abbildung 19-1 Störfall-Leitschema

Schutzzielorientiertes Vorgehen bei Störfällen

Das schutzzielorientierte Vorgehen orientiert sich am beobachteten Anlagenzustand (Symptom) und erfordert nicht die Identifizierung des eingetretenen Ereignisses. Im Betriebshandbuch sind jedem Schutzziel Anlagenparameter zugeordnet, anhand derer die Einhaltung der Schutzzielanforderungen geprüft werden muss. Jede schutzzielorientierte Prozedurbeschreibung ist gegliedert in:

- Definition,
- Liste der wichtigen Anlagenparameter,
- Liste der wichtigen Betriebs- und Grenzwerte,
- Wirksamkeitsbedingungen der zur Verfügung stehenden Maßnahmen,
- Beschreibung der Maßnahmen zur Einhaltung der Schutzzielkriterien und
- Hinweise und zugehörige Diagramme.

Gelingt die Einhaltung der Schutzzielkriterien nicht, muss anhand weiterer festgelegter Kriterien der Übergang zu den Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes erfolgen, die im Notfallhandbuch behandelt werden (→ Kapitel 18 (i)).

Ereignisorientiertes Vorgehen bei Störfällen

Ereignisorientiert wird vorgegangen, wenn kein Schutzziel gefährdet ist und das Ereignis eindeutig einem Störfalltyp (z. B. Kühlmittelverluststörfall, Störung der Wärmeabfuhr ohne Kühlmittelverlust, Einwirkungen von außen) zugeordnet werden kann. Dabei wird die Anlage

anhand vorgegebener detaillierter Schrittprogramme in einen langfristig sicheren Zustand gebracht. Parallel hierzu wird regelmäßig überprüft, ob die Schutzzielkriterien weiterhin eingehalten werden. Wird eine Verletzung von Schutzzielkriterien festgestellt, ist das ereignisorientierte Vorgehen abzubrechen und nach dem schutzzielorientierten Verfahren sind die betroffenen Anlagenparameter wieder in zulässige Bereiche zurückzuführen.

Notfälle

Zu den organisatorischen Voraussetzungen, die in allen Kernkraftwerken für die Bewältigung von Notfällen getroffen worden sind, gehört eine Notfallorganisation mit einem Krisenstab, der von weiterem Einsatzpersonal aus der Betriebsmannschaft unterstützt wird. Der Krisenstab soll innerhalb einer Stunde arbeitsfähig sein. Geeignete Räume, Arbeits- und Kommunikationsmittel werden vorgehalten. Kooperationen mit externen Institutionen, wie dem Hersteller der Anlage und der Kerntechnischen Hilfsdienst GmbH - einer Gemeinschaftseinrichtung aller Betreiber der deutschen Kernkraftwerke zur Bewältigung von Notfällen und Beseitigung eventueller Folgen - sind vertraglich vereinbart. Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen sind im Betriebshandbuch festgelegt, weitergehende technische Maßnahmen und Notfallprozeduren im Notfallhandbuch.

19 (v) Ingenieurtechnische und technische Unterstützung

Die Qualifikation des Personals für die ingenieurtechnische und technische Unterstützung basiert auf dem bewährten Ausbildungssystem für technische Berufe in Deutschland und auf den in über vier Jahrzehnten gesammelten deutschen Erfahrungen mit der Kernenergie im großtechnischen Einsatz. Den jeweiligen Tätigkeiten entsprechend liegen die Erfahrungen bei den mit Herstellung, Errichtung, Begutachtung und Genehmigung der Kernkraftwerke befassten Institutionen, bei den Betreibern selber sowie bei den kerntechnischen Ausbildungs- und Forschungsinstituten vor.

Der Betreiber muss nach dem Atomgesetz [1A-3] u. a. den Nachweis erbringen, dass er über Personal mit dem erforderlichen Sachverstand verfügt. Dies wird mit den speziellen Fachkundenachweisen des Personals, die auch Simulatortraining enthalten, erbracht (→ Kapitel 11 (2)).

Der für den Anlagenbetrieb unmittelbar zuständige Fachbereich Produktion wird gemäß der in deutschen Kernkraftwerken überwiegend vorhandenen Organisationsstruktur durch Service-Einheiten z. B. für Technik, Instandhaltung und Überwachung unterstützt. Diese Organisationseinheiten, deren Einbindung in die Organisationsstruktur von Anlage zu Anlage unterschiedlich sein kann, haben klar definierte Aufgaben und halten zu deren Erfüllung das erforderliche Spezialwissen bereit:

- Technik
Erhaltung und Optimierung der Funktionsfähigkeit und Betriebssicherheit der maschinen- und elektrotechnischen Komponenten und Systeme (ingenieurtechnisches Spezialwissen über die eingesetzten Komponenten und Systeme).
- Instandhaltung
Planung, Steuerung, Durchführung und Überwachung von Instandhaltungs-, Neubau- und Umbaumaßnahmen.
- Überwachung
Bearbeitung und Lösung aller auftretenden Fachfragen auf den Gebieten Physik, Chemie, Strahlenschutz, Umweltschutz, Brandschutz und Anlagensicherung, welche die Anlage oder deren Betrieb betreffen.

An allen Änderungsmaßnahmen wie auch an der Auswertung der Betriebserfahrungen und der meldepflichtigen Ereignisse wird der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte beteiligt (→ Kapitel 9).

Außerdem gibt es für übergeordnete Serviceleistungen je nach Betreiber noch Stabsabteilungen der Geschäftsleitung oder Planungs- und Ingenieurabteilungen der Hauptverwaltungen. Für spezielle Fragestellungen, die über den Anlagenbetrieb hinausgehen, stehen dem Betreiber zusätzlich die Anlagen- und Komponentenhersteller sowie die wissenschaftlich-technischen Einrichtungen wie Universitäten, Institute und Forschungseinrichtungen zur Verfügung.

Der Umfang externer Serviceleistungen ist in Deutschland je nach Unternehmensstrategie der Betreiber unterschiedlich. Insbesondere bei Anlagenrevisionen, größeren Änderungs- oder Instandhaltungsmaßnahmen, aber auch bei größeren Planungsarbeiten und bei der Erstellung und Pflege der Anlagendokumentation wird in hohem Umfang externes Personal eingesetzt. Fremdfirmen sind z. B. eingesetzt bei der Berechnung der Kernbeladung, bei der Notstromdiesel-, Armaturen- oder Pumpenrevision, bei den zerstörungsfreien Werkstoffprüfungen, der Überprüfung der Dampferzeuger, aber auch bei der Erstellung und Pflege der Genehmigungsdokumentation, der Betriebs-, Prüf- und Qualitätshandbücher. Das Eigenpersonal der Betreiber leitet in allen Fällen den Einsatz des Fremdpersonals und führt die Qualitätssicherung durch. Es trägt die Verantwortung für die fachliche Überwachung aller Arbeiten insbesondere hinsichtlich der Gewährleistung der Sicherheit der Anlage. Durch diese Aufgaben ist der Mindestumfang des Eigenpersonals des Betreibers bestimmt. Um die Qualität der Arbeitsergebnisse der Fremdfirmen zu sichern, werden von allen Betreibern grundsätzlich neben den Herstellern der Kernkraftwerke nur Firmen herangezogen, die sich im Laufe der Jahre bewährt und als erfahren erwiesen haben und mit qualifiziertem Personal ausgestattet sind. Um Terminüberschneidungen für die auf bestimmte Revisionsarbeiten (z. B. an Hauptkühlmittelpumpen oder Sicherheitsventilen) spezialisierten Firmen zu vermeiden, werden die Revisionstermine im nationalen Rahmen unter den Betreibern abgestimmt.

19 (vi) Meldung von Ereignissen, behördliches Meldeverfahren

Eine Meldepflicht für Unfälle und sonstige Schadensfälle an die zuständige Aufsichtsbehörde wurde bereits mit der ursprünglichen Fassung des Atomgesetzes von 1959 [1A-3] festgelegt. 1975 wurde ein zentrales Meldesystem auf Beschluss des Länderausschusses für Atomkernenergie eingeführt, nach dem die Betreiber der Kernkraftwerke in Deutschland verpflichtet sind, meldepflichtige Ereignisse nach bundeseinheitlichen Meldekriterien an die Aufsichtsbehörden zu melden. Mit der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung von 1992 [1A-17] wurde die Verpflichtung der Betreiber kerntechnischer Einrichtungen - Kernkraftwerke, Forschungsreaktoren mit mehr als 50 kW thermischer Leistung und Anlagen des Brennstoffkreislaufes - zur Meldung von Unfällen, Störfällen oder sonstigen für die kerntechnische Sicherheit bedeutsamen Ereignissen (meldepflichtige Ereignisse) an die zuständigen Aufsichtsbehörden auf Verordnungsebene festgelegt.

Das behördliche Meldeverfahren ist ein Element der atomrechtlichen Aufsicht. Auf der Basis der Meldungen kann die Aufsichtsbehörde frühzeitig etwaige Mängel erkennen. Die Meldungen und die daraus resultierenden Erkenntnisse werden in einem bundesweiten Informationssystem verbreitet und unterstützen damit vorbeugende Maßnahmen gegen das Auftreten ähnlicher Fehler in anderen Anlagen.

Meldepflichtige Ereignisse werden nach einer ersten ingenieurtechnischen Einschätzung unterschiedlichen Meldekategorien zugeordnet. Diese Kategorien berücksichtigen insbesondere den Gesichtspunkt, dass die Behörde unabhängig von der tatsächlichen Bedeutung eines Ereignisses vorsorgliche Maßnahmen treffen können muss.

- Kategorie S** (Sofortmeldung - Meldefrist: unverzüglich)
Der Kategorie S sind solche Ereignisse zuzuordnen, die der Aufsichtsbehörde sofort gemeldet werden müssen, damit diese gegebenenfalls in kürzester Frist Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch Ereignisse, die auf akute sicherheitstechnische Mängel hinweisen.
- Kategorie E** (Eilmeldung - Meldefrist: innerhalb von 24 Stunden)
Der Kategorie E sind solche Ereignisse zuzuordnen, die zwar keine Sofortmaßnahmen der Aufsichtsbehörde verlangen, deren Ursache aber aus Sicherheitsgründen geklärt und gegebenenfalls in angemessener Frist behoben werden muss. In der Regel handelt es sich dabei um sicherheitstechnisch potentiell - aber nicht unmittelbar - signifikante Ereignisse.
- Kategorie N** (Normalmeldung - Meldefrist: innerhalb von 5 Tagen)
Der Kategorie N sind Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung zuzuordnen. Sie gehen nur wenig über routinemäßige betriebstechnische Ereignisse bei vorschriftsmäßigem Anlagenzustand und -betrieb hinaus. Sie werden ausgewertet, um mögliche Schwachstellen bereits im Vorfeld zu erkennen.
- Kategorie V** (Vor Kernbeladung - Meldefrist: innerhalb von 10 Tagen)
Der Kategorie V sind solche Ereignisse während der Errichtung und Inbetriebnahme eines Kernkraftwerkes zuzuordnen, über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf den späteren sicheren Betrieb der Anlage informiert werden muss.

Die Erfassung und Klassifizierung meldepflichtiger Ereignisse erfolgt auf Meldeformularen mit Hilfe von ca. 80 Meldekriterien. Diese Meldekriterien sind Bestandteil der atomrechtlichen Meldeverordnung und untergliedern sich in einen radiologischen Teil, der für alle kerntechnischen Einrichtungen gemeinsam ist, und in getrennte technische Teile für Kernkraftwerke und für die Anlagen des Brennstoffkreislaufes.

Der Betreiber eines Kernkraftwerks meldet ein Ereignis an die zuständige Aufsichtsbehörde des Bundeslandes, wenn es entsprechend den Meldekriterien meldepflichtig ist. Der Betreiber trägt die Verantwortung für die fristgemäße, zutreffende und vollständige Meldung eines meldepflichtigen Ereignisses. Die Aufsichtsbehörde ihrerseits meldet das Ereignis nach einer ersten Prüfung des Sachverhaltes an das Bundesumweltministerium - zuständig für die Bundesaufsicht - und parallel dazu an die zentrale Erfassungsstelle, das Bundesamt für Strahlenschutz, und an den für das Bundesumweltministerium tätigen Gutachter, die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit. Können innerhalb der Frist für die schriftliche Meldung mittels Meldeformular nicht alle erforderlichen Angaben gemacht werden, ist die Meldung als vorläufig zu kennzeichnen. Der Aufsichtsbehörde ist eine vervollständigte Meldung (endgültige Meldung) vorzulegen, sobald die fehlenden Daten bekannt sind.

Der Inhalt der schriftlichen Meldung des Ereignisses wird durch das Meldeformular geregelt. Dabei werden schnelle Informationen über die radiologische Lage, ein Überblick über die

sicherheitstechnische Bedeutung und weitere Detailinformationen für auswertende Stellen berücksichtigt. Weiterhin werden durch die einheitliche Form der schriftlichen Meldung die Vergleichbarkeit der einzelnen Meldungen und die Datenbankspeicherung der Informationen vereinfacht. Inhaltlich untergliedert sich das Meldeformular in vier Teile:

- allgemeine Angaben zur Anlage und zum Ereignis,
- Angaben zu radiologischen Auswirkungen,
- beschreibender Teil in Textform mit Untergliederungen und
- Schlüsselkatalog mit Kennziffern zum Ereignis und zu den betroffenen Komponenten.

Unabhängig vom behördlichen Meldeverfahren nach der Meldeverordnung erfolgt darüber hinaus die Einstufung der meldepflichtigen Ereignisse durch die Betreiber der Kernkraftwerke nach der siebenstufigen INES-Bewertungsskala der IAEA (→ Kapitel 19 (vii)). Anhand dieser Bewertungsskala wird der Öffentlichkeit Auskunft darüber gegeben, welche Bedeutung ein meldepflichtiges Ereignis für die Sicherheit der Anlage und die Umgebung hatte und inwieweit radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung und Umgebung auftraten oder auftreten könnten.

19 (vii) Sammlung, Analyse und Austausch von Betriebserfahrungen

In Deutschland wurde bereits in den Anfangsjahren der Kernenergie ein System zur Sammlung und Nutzung der Betriebserfahrungen aus kerntechnischen Einrichtungen eingeführt. Dieses System wurde über mehr als 25 Jahre weiterentwickelt. Der dadurch erzielte Erfahrungsrückfluss hat maßgeblich zur Fortentwicklung der Sicherheit der kerntechnischen Einrichtungen beigetragen.

Die Betriebserfahrung wird von der Industrie und von den Behörden auf mehreren Ebenen ausgewertet, und zwar vom Betreiber der betroffenen Anlage und von den Betreibern anderer Anlagen, auf Landesebene von den atomrechtlichen Landesbehörden und ihren Sachverständigenorganisationen sowie auf Bundesebene vom BfS und der GRS (im Auftrag des BMU). Diese mehrfache, unabhängige Analyse stellt sicher, dass jedes Ereignis detailliert ausgewertet wird und ist die Grundlage dafür, dass die erforderlichen Abhilfemaßnahmen getroffen werden.

Auswertung der Betriebserfahrung durch die Betreiber

Die wichtigste Quelle des Erfahrungsrückflusses sind Mängel und Störungen, die in den Kernkraftwerken auftreten. Dabei handelt es sich zum Teil um meldepflichtige Ereignisse, überwiegend aber um Ereignisse, die unterhalb der Meldeschwelle liegen. Aus den Sicherheitskriterien [3-1] ist abzuleiten, dass die Betreiber auch Ereignisse unterhalb der Meldeschwelle erfassen, auswerten und gegebenenfalls entsprechende Maßnahmen ergreifen müssen. Diese Forderung ist in den einzelnen Betriebshandbüchern verankert. Alle Mängel und Störungen werden erfasst und dokumentiert. Dies erfolgt inzwischen überwiegend mit dem rechnergestützten integrierten Betriebsführungssystem. In täglichen Besprechungen werden die aufgetretenen Mängel und Störungen diskutiert, bewertet und die gegebenenfalls erforderlichen Maßnahmen festgelegt. Die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen und aller Instandhaltungsmaßnahmen sowie wichtige Messergebnisse, die Hinweise auf Abweichungen von Prozessparametern geben können, werden ebenfalls erfasst und dokumentiert, so dass z. B. für jede Komponente ein Lebenslauf erstellt werden kann. Diese Daten bilden die Grundlage für gezielte Auswertungen zu einzelnen Komponenten wie auch für generische Auswertungen,

Trendanalysen oder die Ermittlung von Zuverlässigkeitskennwerten für anlagenspezifische probabilistische Untersuchungen. Die Betriebserfahrung wird von den Betreibern auch systematisch hinsichtlich menschlicher Fehlhandlungen und möglicher daraus abzuleitender Verbesserungsmaßnahmen ausgewertet (→ Kapitel 12 (i)).

Die anlagenübergreifende Nutzung des Erfahrungsrückflusses basiert im Wesentlichen auf den meldepflichtigen Ereignissen. Parallel zur Meldung an die zuständige Behörde informieren die Betreiber die Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber. Diese sammelt die Meldungen auf Seiten der Betreiber unabhängig vom behördlichen Weg und verteilt sie an ihre Mitglieder. Die Hersteller sind sowohl über den behördlichen Informationsaustausch als auch über die Betreiber in den Erfahrungsaustausch eingebunden.

Die Betreiber sind verpflichtet, neben den Ereignissen aus der eigenen Anlage auch die meldepflichtigen Ereignisse aus anderen Anlagen auszuwerten und hinsichtlich von Schlussfolgerungen für die eigene Anlage zu prüfen.

Ergänzend zu dem durch das Meldeverfahren vorgegebenen Erfahrungsaustausch erfolgt zwischen den Betreibern in mehreren dafür eingerichteten Arbeitskreisen eine regelmäßige und intensive Diskussion wichtiger Betriebserfahrungen. Neben den Erfahrungen aus Störungen und Mängeln werden hier auch Änderungs- und Nachrüstmaßnahmen diskutiert. Weiterhin werden von den Betreiberorganisationen auch gemeinsame Untersuchungs- und Forschungsprogramme zu sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen und zur Optimierung des Kernkraftwerkbetriebes durchgeführt (→ Kapitel 11 (1)).

Neben dem Meldesystem für Ereignisse existieren weitere Informationssysteme. So sind z. B. einige Betreiber an herstellerspezifische Systeme zum Erfahrungsaustausch angeschlossen und eine Reihe Betreiber ausländischer Kernkraftwerke sind Mitglieder der Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber und damit des entsprechenden Erfahrungsaustausches.

Die Betreiber beteiligen sich auch am Meldesystem der WANO. Sie führen eine Trendverfolgung mit Hilfe der Indikatoren durch, die im Rahmen des Meldesystems der WANO vorgegeben sind.

Tabelle 19-1 Anzahl meldepflichtiger Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Kategorien

Jahr	Anzahl	Meldekategorien				INES-Stufen		
		S	E	N	V	0	1	≥ 2
1994	161	1	1	159	0	158	3	0
1995	152	0	2	150	0	151	1	0
1996	137	0	2	135	0	131	6	0
1997	117	0	3	114	0	114	3	0
1998	136	0	4	132	0	132	3	1
1999	121	0	1	120	0	120	1	0
2000	94	0	2	92	0	91	3	0
2001	126	2	7	117	0	119	5	2
2002	167	0	10	157	0	154	13	0
2003	137	0	0	137	0	134	3	0

In ihren Monats-, Revisions- und Jahresberichten an ihre Aufsichtsbehörde berichten die Betreiber über die getroffenen Schlussfolgerungen aus der Erfahrungsauswertung (Relevanz von Ereignissen) und über die durchgeführten Änderungs- und Nachrüstmaßnahmen. Weiterhin erstellen die Betreiber jährliche Berichte zur Information der Reaktor-Sicherheitskommission. Geplant sind außerdem zusätzliche Berichte der Betreiber zum Alterungsmanagement in den einzelnen Anlagen (→ Kapitel 13).

Auswertung der Betriebserfahrung durch die Behörden

Die zuständige Landesbehörde und ihre Sachverständigenorganisation analysieren ein meldepflichtiges Ereignis im Wesentlichen hinsichtlich der Schlussfolgerungen und der zu treffenden Abhilfemaßnahmen in der betroffenen Anlage. In einem weiteren Schritt prüft die Landesbehörde und ihre Sachverständigenorganisation aber auch die Bedeutung des Ereignisses für die übrigen Anlagen in ihrem Aufsichtsbereich.

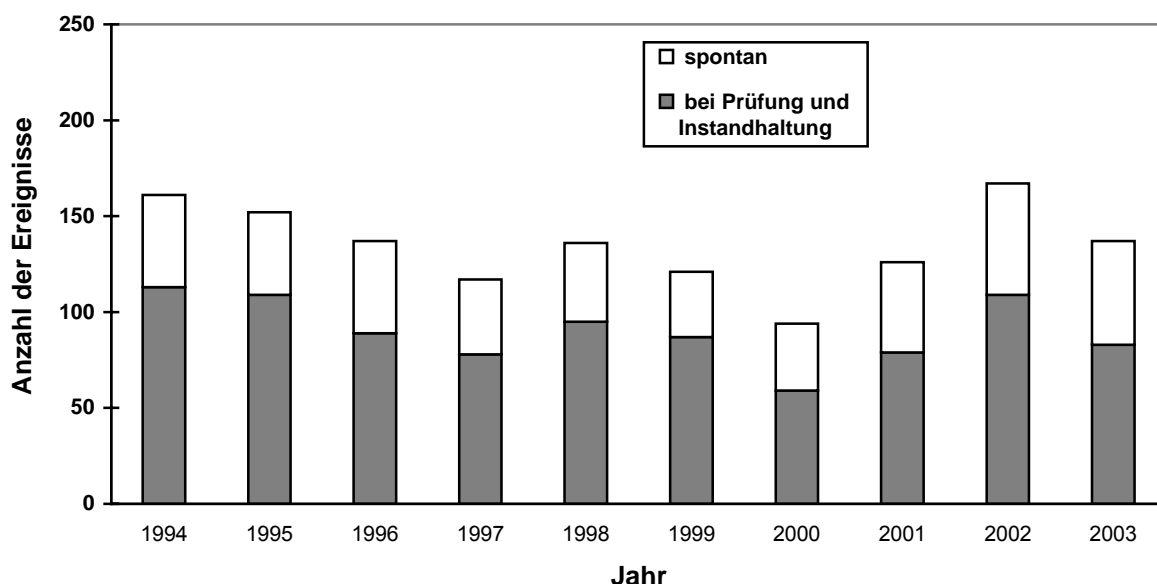


Abbildung 19-2 Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Art des Auftretens

Im Auftrag des BMU werden durch das BfS die Informationen über alle meldepflichtigen Ereignisse zentral erfasst und dokumentiert. Das BfS führt eine Erstbewertung der gemeldeten Ereignisse durch und informiert in vierteljährlichen Berichten alle atomrechtlichen Landesbehörden, Gutachter, Hersteller und Betreiber der Kernkraftwerke sowie die Öffentlichkeit über die meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren. Eine Zusammenstellung der meldepflichtigen Ereignisse für die letzten 10 Jahre enthält die Tabelle 19-1, wobei auch die Einstufung nach den Meldekategorien und nach INES (s. u.) angegeben ist.

Die Abbildungen 19-2 und 19-3 zeigen diese Ereignisse nach Art des Auftretens - spontan oder Erkennung bei Prüfung bzw. Instandhaltung - sowie nach dem Betriebszustand der Anlage bei Erkennung des Ereignisses und den Auswirkungen auf den Betrieb. Nachgemeldete Ereignisse und in einigen Fällen nachträglich korrigierte Einstufungen sind in den Darstellungen bereits berücksichtigt. Die Abbildung 19-4 zeigt die Entwicklung der mittleren Anzahl der Reaktorschnellabschaltungen in den letzten 10 Jahren mit Darstellung ihrer wesentlichen Ursachen.

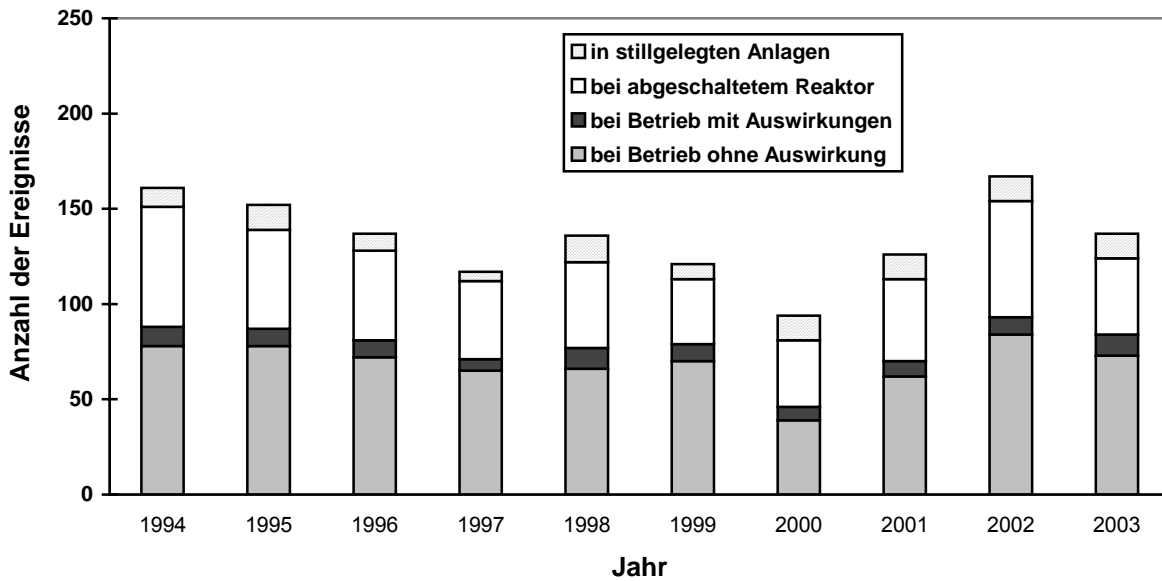


Abbildung 19-3 Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Betriebszuständen und Auswirkungen auf den Betrieb (Leistungsbetrieb, An- und Abfahren)

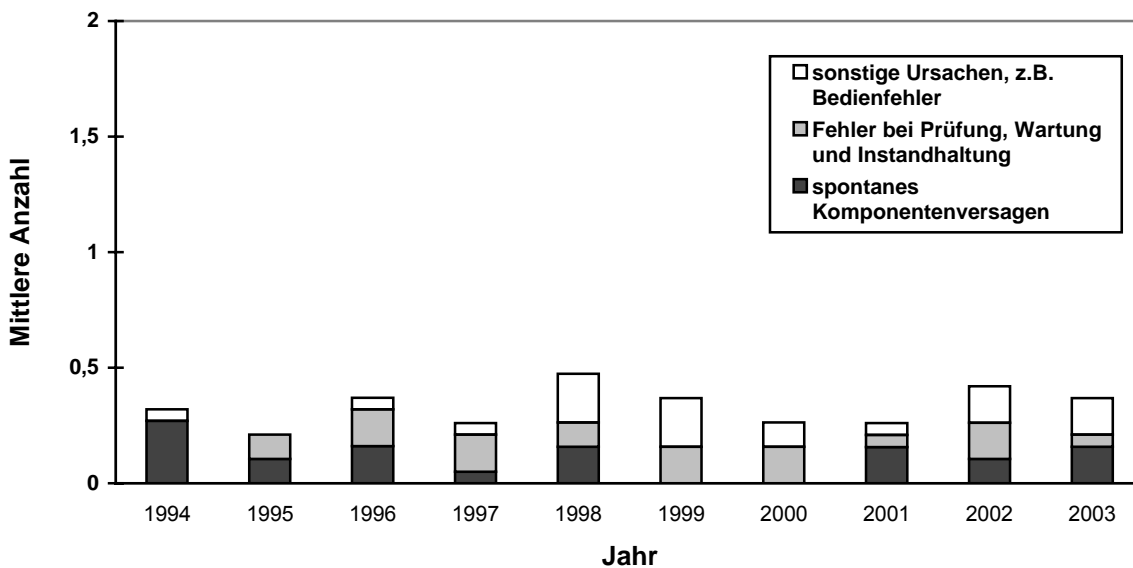


Abbildung 19-4 Mittlere Anzahl ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr

Neben der deutschen Betriebserfahrung ist die internationale Betriebserfahrung eine weitere wichtige Quelle des Erfahrungsrückflusses. Aus diesem Grund wird auch die internationale Betriebserfahrung in der Bundesrepublik intensiv genutzt. Wesentliche Quelle für Sicherheitserkenntnisse aus der internationalen Betriebserfahrung ist das IRS der IAEA/NEA. Die Bundesrepublik beteiligt sich aktiv an diesem Meldesystem. Die in diesem Rahmen gemeldeten Ereignisse werden von der GRS im Auftrag des BMU systematisch ausgewertet. In Quartalsberichten wird jedes Ereignis aus dem IRS kurz beschrieben und hinsichtlich seiner Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen kommentiert. Die Quartalsberichte

werden zusammen mit den entsprechenden Berichten des IRS sowohl an die Aufsichtsbehörden und Sachverständigenorganisationen als auch an die Betreiber und sonstigen zuständigen Institutionen gesandt. Darüber hinaus erstellt die GRS Jahresberichte, die die wichtigsten Ereignisse ausführlich darstellen und bewerten. Die Jahresberichte werden an den gleichen Verteilerkreis versandt. Die Betreiber prüfen diese Berichte im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf ihre Anlagen.

Zu Ereignissen aus deutschen und ausländischen Kernkraftwerken, die sich im Rahmen der vertieften Untersuchungen als sicherheitstechnisch bedeutsam und auf andere Anlagen übertragbar herausstellen, erarbeitet die GRS Weiterleitungsnachrichten, die im Auftrag des Bundesumweltministeriums an die Aufsichtsbehörden, die Sachverständigenorganisationen, die Betreiber und andere zuständige Institutionen verschickt werden. Die Weiterleitungsnachrichten enthalten eine Beschreibung des Sachverhalts, die Ergebnisse der Ursachenanalyse, die Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung, die vom Betreiber ergriffenen oder vorgesehenen Maßnahmen sowie Empfehlungen zu Überprüfungen und gegebenenfalls Ergreifung von Abhilfemaßnahmen in den anderen Anlagen. Die Betreiber sind verpflichtet, zu jeder Weiterleitungsnachricht eine Stellungnahme für die jeweilige Aufsichtsbehörde zu erstellen, wobei insbesondere auf die Umsetzung der Empfehlungen einzugehen ist. Die Stellungnahmen werden von den zuständigen Sachverständigenorganisationen geprüft. Die GRS sammelt den Informationsrückfluss zu den Weiterleitungsnachrichten und wertet sie jährlich in Hinblick auf zusätzliche Erkenntnisse aus.

Darüber hinaus führt die GRS generische Auswertungen der deutschen und internationalen Betriebserfahrungen durch. Darin werden sicherheitstechnische Probleme, die nicht einem einzelnen Ereignis, sondern einem Kollektiv von Ereignissen zuzuordnen sind, sowie übergreifende Fragen, die sich aus einem Ereignis stellen, vertieft untersucht. Die Ergebnisse und Schlussfolgerungen der generischen Untersuchungen werden in Berichten dokumentiert, die bei anlagenübergreifender Bedeutung an den gleichen Verteiler wie die Weiterleitungsnachrichten verschickt werden. Die anlagenspezifische Prüfung und gegebenenfalls Umsetzung erfolgt dann wieder durch die Betreiber.

Zu den generischen Auswertungen zählen auch systematische Precursor-Analysen, die von der GRS für die meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Anlagen durchgeführt werden. Dies dient zum Auffinden von Schwachstellen mit probabilistischen Methoden sowie der Trendverfolgung des Sicherheitsstatus. Außerdem wurde von der GRS eine Methode entwickelt, um in Anlehnung an die internationale Praxis eine Trendverfolgung von sicherheitstechnisch bedeutsamen Parametern, die sich aus den meldepflichtigen Ereignissen ableiten lassen, vornehmen zu können.

Wie auf Seiten der Betreiber gibt es auch innerhalb der Behörden und der Sachverständigenorganisationen Arbeitskreise, in denen die anfallenden Betriebserfahrungen und die Schlussfolgerungen hinsichtlich der Sicherheit und anlagenübergreifenden Bedeutung regelmäßig diskutiert werden. Auch von der Reaktor-Sicherheitskommission werden die Berichte der Betreiber zum Anlagenbetrieb und zur Erfahrungsauswertung sowie die Weiterleitungsnachrichten und Auswertungen der GRS zu in- und ausländischen Ereignissen regelmäßig beraten.

19 (viii) Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente

Nach § 9a des Atomgesetzes [1A-3] hat der Erzeuger von radioaktiven Reststoffen dafür zu sorgen, dass diese schadlos verwertet oder als radioaktive Abfälle geordnet beseitigt werden.

Erzeugung, Behandlung, Konditionierung, Freigabe und Beseitigung radioaktiver Abfälle

Alle Aktivitäten der Abfallbehandlung unterliegen der behördlichen Aufsicht, sie erfolgt durch die atomrechtlichen Behörden der jeweiligen Bundesländer. Für die beim Betrieb der Kernkraftwerke im Kontrollbereich anfallenden Abfälle erstellt der Betreiber ein Abfallkonzept, das der zuständigen Aufsichtsbehörde vorgelegt wird. Durch geeignete Betriebsführung und entsprechende Planungen für die Anlagenrevisionen durch die Betreiber wird eine Minimierung des Aufkommens radioaktiver Abfälle erreicht. Die Betreiber der Kernkraftwerke führen die Behandlung, Konditionierung und Beseitigung radioaktiver Abfälle zum Teil mit Unterstützung anderer dafür spezialisierter Industrieunternehmen durch.

Die anfallenden radioaktiven Abfälle werden bereits zum Zeitpunkt ihres Entstehens nach Aktivität und Materialart sortiert. Dies geschieht zunächst mit dem Ziel, den größtmöglichen Anteil nach einer Freigabemessung und einer gegebenenfalls erforderlichen Dekontamination einer bedingungslosen oder bedingten Wiederverwertung zuzuführen oder, falls die dafür vorgegebenen Grenzwerte unterschritten werden, sie für die Entsorgung als konventionelle Abfälle vorzusehen.

Die Freigabewerte für radioaktive Stoffe mit geringfügiger Aktivität und das Freigabeverfahren sind in der neuen Strahlenschutzverordnung [1A-8] festgelegt. Die Strahlenschutzverordnung legt für etwa 300 Radionuklide massenspezifische Freigabewerte für feste und flüssige Stoffe, für die Freigabe von Gebäuden und Bodenflächen sowie für die Freigabe zur Beseitigung auf einer Hausmülldeponie oder in einer Verbrennungsanlage auf der Basis des 10 µSv-Konzeptes fest. Freigabe ist ein behördlicher Akt. Die erforderlichen Freimessungen werden vom Betreiber durchgeführt und unterliegen der Aufsicht durch die zuständige Landesbehörde, die auch Kontrollmessungen veranlasst.

Die Vorbehandlung radioaktiver Abfälle dient der Volumenreduzierung und der Umwandlung der Rohabfälle in handhabbare, endlagergerecht konditionierbare Zwischenprodukte. Alle radioaktiven Abfälle werden bei ihrer Entstehung sortiert und nach Art, Inhalt und Aktivität dokumentiert. Die Richtlinie zur Kontrolle nicht wärmeerzeugender radioaktiver Abfälle [3-59] gibt hierfür die Sortierkriterien und die Erfordernisse für die Erfassung, Bestimmung der Aktivität und die Dokumentation vor. Die Abfallverursacher können dadurch jederzeit Auskunft geben über die Aktivität und den Verbleib aller radioaktiven Abfälle.

Die Verpackung, Vorbehandlung und Konditionierung der radioaktiven Abfälle wird mit qualifizierten Verfahren und soweit möglich und sinnvoll in den Kernkraftwerken selber vorgenommen. Dabei werden für die jeweils vorgesehene Behandlung und Konditionierung die Anforderungen für die spätere Endlagerung berücksichtigt. Einrichtungen zur Vorbehandlung (z. B. zum Konzentrieren, Sortieren, Pressen und Verpacken) sind in allen Kernkraftwerken vorhanden. Dementsprechend werden z. B. nicht brennbare flüssige Abfälle konzentriert sowie nicht brennbare feste Abfälle mit Hochdruckpressen kompaktiert. Die endlagergerechte Konditionierung erfolgt in vielen Fällen durch Vertragsunternehmen, die über mobile Einrichtungen (z. B. In-Fass-Trocknungsanlagen für flüssige Konzentrate, fernbediente Unterwasser-Zerlegeeinrichtungen für mittelaktive Abfälle) verfügen und hierzu mit diesen Einrichtungen in die Kernkraftwerke kommen. Die Verbrennung brennbarer

Abfälle und die Konditionierung (Zementierung) der entstehenden Aschen werden von Vertragsunternehmen in externen Anlagen durchgeführt. Die konditionierten Abfallgebände werden vom Kernkraftwerk zurückgenommen, entweder dort gelagert oder zu zentralen (externen) Zwischenlagern gebracht.

Das Bundesamt für Strahlenschutz führt jährlich eine Erhebung über die in Deutschland anfallenden radioaktiven Abfälle durch. Hierbei werden auch das Aufkommen und der Bestand an radioaktiven Abfällen aus den Kernkraftwerken ermittelt. Das BfS unterscheidet grundsätzlich zwischen wärmeentwickelnden und vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen.

Lagerung abgebrannter Brennelemente

Zur zukünftigen Minimierung von Transporten abgebrannter Brennelemente haben die Betreiber der Kernkraftwerke für 12 Standorte (außer Mülheim-Kärlich und Stade) in den Jahren 1998 bis 2000 die Errichtung von Standort-Zwischenlagern beantragt (Tabelle 19-2). Bei diesen Zwischenlagern handelt es sich um Trockenlager für abgebrannte Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern überwiegend vom Typ Castor. Die Kapazität dieser Lager ist so bemessen, dass alle anfallenden abgebrannten Brennelemente bis zur endgültigen Einstellung des Kraftwerksbetriebes aufgenommen und dort auch über die Stilllegung des Kernkraftwerks hinaus bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers gelagert werden können. Die Betriebsdauer ist auf 40 Jahre beschränkt. Die Anträge sind genehmigt, die Bundesregierung geht davon aus, dass diese Standort-Zwischenlager spätestens im Jahre 2006 betriebsbereit sein werden; im Falle Emsland ist dies bereits erfolgt. Um kurzfristige Engpässe bei der Lagerung zu vermeiden, haben die Kernkraftwerke Biblis, Brunsbüttel, Krümmel, Neckarwestheim und Philippsburg zusätzlich vorübergehende Lagermöglichkeiten (Interimslager) mit einer Kapazität zwischen 12 und 28 Stellplätzen für Lagerbehälter beantragt. Die Genehmigungen wurden erteilt, zum Teil werden diese Interimslager bereits betrieben. Zuständig für die Genehmigung aller Zwischenlager ist das Bundesamt für Strahlenschutz.

Entsorgung

Die rechtliche Grundlage der Entsorgung bildet das Atomgesetz, welches unter Berücksichtigung der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 11. Juni 2001 am 22. April 2002 novelliert wurde. Danach erfolgt die Entsorgung der Kernkraftwerke durch:

- Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in den Standort-Zwischenlagern auf den Kernkraftwerksgeländen, in Ausnahmefällen in zentralen (externen) Zwischenlagern und spätere direkte Endlagerung der Brennelemente,
- Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente, bis spätestens zum 30. Juni 2005 (Transport Datum), Verwertung der dabei zurückgewonnenen Kernbrennstoffe und geordnete Beseitigung der Abfälle,
- Konditionierung, Zwischenlagerung und spätere Endlagerung der radioaktiven Abfälle aus dem Betrieb und der Stilllegung der Kernkraftwerke.

Für die Endlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle war bis zum September 1998 das Endlager Morsleben in Betrieb. Das Endlager Morsleben ist kein Bestandteil des zukünftigen Entsorgungskonzepts. Das Endlager wird verfüllt und verschlossen. Das Planfeststellungsverfahren für das Endlager Schacht Konrad wurde durch Planfeststellungsbeschluss am 22. Mai 2002 abgeschlossen. Der Planfeststellungsbeschluss wurde beklagt. Bis zu einer gerichtlichen Entscheidung wird die Schachtanlage Konrad offen gehalten.

Die Erkundung des Salzstocks Gorleben wurde gemäß der paraphierten Vereinbarung vom 14. Juni 2000 am 1. Oktober 2000 zur Klärung konzeptioneller und sicherheitstechnischer Fragen für mindestens drei, längstens jedoch zehn Jahre unterbrochen. Das BMU hat im Dezember 1999 den Arbeitskreis "Auswahlverfahren Endlagerstandorte" (AkEnd) eingerichtet. Der Arbeitskreis hat dem BMU im Dezember 2002 seine Empfehlungen für ein neues Auswahlverfahren für Endlagerstandorte vorgelegt. Die Inbetriebnahme eines Endlagers ist etwa für das Jahr 2030 geplant.

Bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers kann die betreiberseitige Vorsorge zur Entsorgung durch Nachweise ausreichender Kapazität der Zwischenlagerung erfolgen.

Tabelle 19-2 Standort-Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente

Kernkraftwerk	Art der Lager am Standort	Masse SM [Mg]	Stellplätze	Datum der Genehmigung	Baubeginn
Biblis (KWB)	Zwischenlager	1400	135	22.09.2003	01.03.2004
	Interimslager	300	28	20.12.2001	in Betrieb
Brokdorf (KBR)	Zwischenlager	1000	100	28.11.2003	05.04.2004
Brunsbüttel (KKB)	Zwischenlager	450	80	28.11.2003	07.10.2003
	Interimslager	140	18		
Grafenrheinfeld (KKG)	Zwischenlager	800	88	12.02.2003	22.09.2003
Grohnde (KWG)	Zwischenlager	1000	100	20.12.2002	10.11.2003
Gundremmingen (KRB B und C)	Zwischenlager	1850	192	19.12.2003	
Isar (KKI 1 und KKI 2)	Zwischenlager	1500	152	22.09.2003	14.06.2004
Krümmel (KKK)	Zwischenlager	775	80	19.12.2003	23.04.2004
	Interimslager	120	12	20.06.2003	
Emsland (KKE)	Zwischenlager	1250	130	06.11.2002	in Betrieb
Neckarwestheim (GKN 1 und GKN 2)	Zwischenlager	1600	151	22.09.2003	17.11.2003
	Interimslager	250	24	10.04.2001	in Betrieb
Philippsburg (KKP 1 und KKP 2)	Zwischenlager	1600	152	19.12.2003	17.05.2004
	Interimslager	250	24	17.02.2003	in Betrieb
Stade (KKS)	Zwischenlager	300	80		
Unterweser (KKU)	Zwischenlager	800	80	22.09.2003	19.01.2004

Kapitel 19: Fortschritte und Veränderungen seit 2001

Für alle beantragten Standort-Zwischenlager wurden die Genehmigungen erteilt. Bei den meisten wurde bereits mit dem Bau begonnen.

Kapitel 19: Zukünftige Aktivitäten

Die Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] und die darin enthaltenen Meldekriterien sollen überarbeitet werden. Dabei sollen die Erfahrungen aus der Anwendung der Kriterien und die aktuelle internationale Entwicklungen berücksichtigt werden.

Zukünftige Aktivitäten der Atomaufsicht des Bundes

Die Atomaufsicht des Bundes (BMU) sieht Handlungsbedarf im sicherheitstechnischen sowie im regulatorischen Bereich, um das Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke auch während deren Restlaufzeiten zu erhalten und zu verbessern. Im Folgenden sind die vorgesehenen Maßnahmen aus den vorangegangenen Kapiteln noch einmal zusammenfassend dargestellt.

Zu Artikel 6

Die Sicherheitsbewertungen im Rahmen der Aufsicht sowie die umfassenden Sicherheitsüberprüfungen zu den im Atomgesetz festgelegten Terminen werden fortgeführt.

Zu Artikel 7

Im Rahmen seiner Aktualisierung des Regelwerks lässt das BMU derzeit einen Vergleich des nationalen kerntechnischen Regelwerkes mit IAEA Standards durchführen, um Möglichkeiten für Verbesserungen des geltenden deutschen Regelwerk oder der nationalen Sicherheitspraxis aufzuzeigen und bei der Aktualisierung des deutschen Regelwerks zu berücksichtigen.

Die Bundesregierung wird sich weiter an der WENRA Arbeitsgruppe zur Schaffung einheitlicher Referenzniveaus für die Sicherheit der betriebenen Kernkraftwerke in der EU beteiligen.

Zu Artikel 8

Die Ergebnisse der Untersuchungen des BMU zur Unabhängigkeit werden in die Planungen zu einer grundlegenden Reform der Atomverwaltung einfließen.

Zu Artikel 10

In allen Anlagen soll ein prozessorientiertes Sicherheitsmanagementsystem mit Indikatoren gemäß BMU-Grundlagen eingeführt werden.

Das BMU als Bundesaufsicht wird daher dafür sorgen, dass die Regelungen des Sicherheitsmanagements bei allen deutschen Atomkraftwerken künftig Vorschriften enthalten, die den Betreiber ausdrücklich verpflichten,

- die zuständige Aufsichtsbehörde unverzüglich über Erkenntnisse zu informieren, dass der Nachweis der Störfallbeherrschung in Frage gestellt sein könnte,
- den Anlagenbetrieb vorübergehend einzustellen, wenn die erforderliche Störfallbeherrschung nicht kurzfristig nachgewiesen werden kann und
- einen Arbeitsplan für Untersuchungen und Nachrüstungen vorzulegen.

Zu Artikel 12

Die im Entwurf vorliegenden Anforderungen an die Sicherheitsspezifikationen sollen als Grundlage für die Überarbeitung der KTA 1201 dienen.

Zu Artikel 13

Das BMU wird veranlassen, dass jährliche, anlagenspezifische Berichte zum Alterungsmanagement von den Betreibern vorgelegt werden.

Zu Artikel 14

Hochabbrand von Brennelementen

Von den Betreibern der Kernkraftwerke ist geplant, die Zielabbrände für die Brennelemente weiter zu erhöhen. Die zur sicherheitstechnischen Bewertung erforderlichen konservativen Störfall- und Schadensumfanganalysen unter vollständiger Berücksichtigung der

Hochabbrandeffekte liegen erst zum Teil vor. In diesem Zusammenhang werden auch Best Estimate Analysen unter Einbeziehung von Unsicherheitsanalysen betrachtet.

Die Atomaufsicht des Bundes hält weitere experimentelle Untersuchungen zum Brennstoffverhalten sowohl unter Betriebs- als auch unter Störfallbedingungen für erforderlich und wird die begonnenen Untersuchungen im Rahmen von OECD-Forschungsprogrammen, die auch von deutschen Betreibern unterstützt werden, fachlich begleiten. Weiterhin werden die Rechenverfahren zur Abschätzung des Brennstoff- und Brennstabverhaltens auf die Einbeziehung der zu erwartenden Hochabbrandeffekte geprüft.

Die in den Reaktoranlagen erreichten Abbrandwerte wurden erfasst. Die Betreiber berichteten über Betriebserfahrung und die vorliegende experimentelle Datenbasis für das Brennstabverhalten bei Leistungsrampen und bei Reaktivitätsstörfällen. Für Reaktivitätsstörfälle stützen sich die Nachweise auf japanische Experimente am Nuclear Safety Research Reactor (NSRR), und auf die französischen CABRI-REP-Na Versuche. Der Nachweis, dass die zulässigen Brennstabelastungen nicht überschritten werden, wird mit dreidimensionalen Kernmodellen unter realistischen, wie auch unter konservativen Annahmen, geführt. Die deutschen Betreiber beteiligen sich an dem OECD-CABRI-Water Loop-Programm in Frankreich zur Vervollständigung der experimentellen Datenbasis für höhere Abbrände und für repräsentative Kühlungsbedingungen der Brennstäbe. Die Rechenverfahren zur Abschätzung des Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverluststörfall oder Reaktivitätsstörfall werden überprüft und weiterentwickelt bezüglich höherer Abbrände und niobhaltiger Hüllrohrwerkstoffe.

ATWS-Ereignisse

Die Pläne der Betreiber, den Zielabbrand der Brennelemente zu erhöhen und den Einsatz von MOX-Brennelementen zu erhöhen, hat die Atomaufsicht des Bundes zum Anlass genommen, die Sicherheitsreserven bei der Beherrschung von ATWS-Ereignissen zu überprüfen. Die Beherrschung der ATWS-Fälle für DWR wird in Deutschland für jede neue Kernbeladung überprüft, die Anforderungen sind in den RSK-Leitlinien festgelegt [4-1]. Zudem fordert die RSK, den Störfall auch ohne Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen zu beherrschen. In zusätzlichen Untersuchungen wird der Einfluss der Kernausslegung auf die Voidreaktivitätskurve und die Sensitivität des maximalen Druckes von der Wirksamkeit verschiedener Systemfunktionen bestimmt.

Deborierung

Thermohydraulische Berechnungen haben ergeben, dass bei kleinen Leckstörfällen die erforderliche Borkonzentration im Kern möglicherweise nicht durchgängig gewährleistet ist und somit die Unterkritikalität nicht erhalten bleibt.

Neue Versuchsergebnisse aus PKL und ROCOM und Fachberichte zur Übertragung der Versuchsergebnisse auf die Reaktoranlage wurden vorgelegt. Für die bisherigen Kernbeladungen sind qualifizierte Nachweise für die minimale Borkonzentration am Kerneintritt erbracht worden. Die Arbeiten zur Absicherung der Analysemethoden zur Bestimmung der produzierten und akkumulierten Kondensatmenge, zum Transport des Kondensats zum Kern und zur Vermischung des Kondensats mit hochboriertem Kühlmittel, insbesondere im unteren Plenum, werden fortgesetzt.

Digitale Leittechnik

Gegenwärtig wird in einigen deutschen Kernkraftwerken bereits digitale Leittechnik für sicherheitsrelevante Funktionen eingesetzt. In den kommenden Jahren wird im zunehmenden Maße die Um- und Nachrüstung von Sicherheitsleittechnik in deutschen Kernkraftwerken auf der Basis rechnergestützter Systeme erwartet, da analog aufgebaute, fest verdrahtete Systeme nicht mehr hergestellt und entsprechende Ersatzteile nicht mehr verfügbar sein werden. Anforderungen an rechnergestützte Systeme mit Sicherheitsrelevanz

existieren im kerntechnischen Regelwerk derzeit nur ansatzweise. Die Leitlinien der RSK benennen nur allgemeine Anforderungen an die software-basierte Sicherheitsleittechnik. Für die praktische Prüfung und Bewertung im atomrechtlichen Verfahren reichen sie jedoch nicht aus. Zur Aufstellung der erforderlichen detaillierten Anforderungen wird sich die Atomaufsicht des Bundes stärker als bisher an der internationalen Normenerstellung beteiligen und die Übertragbarkeit und Vereinbarkeit mit den sicherheitstechnischen Anforderungen in Deutschland sicherstellen. Dies gilt insbesondere für den Einsatz vorgefertigter Hard- und Software im Sicherheitssystem.

Abbau von Wasserstoff bei Kernschmelzunfällen

Derzeit sind bis auf das Kernkraftwerk Obrigheim und Biblis-A in allen deutschen DWR katalytische Rekombinatoren zum Wasserstoffabbau nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen mit Kernschmelze im Sicherheitsbehälter eingebaut. Es bestehen aber noch offene Fragen hinsichtlich der ungewollten Zündung von Wasserstoff durch die passiven Rekombinatoren (Kapitel 18 (i)).

Beeinträchtigung der Wasseransaugung aus dem Sumpfraum

Erkenntnisse aus US-amerikanischen Versuchen gaben der Atomaufsicht des Bundes dazu Anlass, die aufgrund des Ereignisses im schwedischen Kernkraftwerk Barsebäck in deutschen Kernkraftwerken veranlassten Maßnahmen erneut zu überprüfen. Diese Maßnahmen sollen sicherstellen, dass bei Kühlmittelverluststörfällen, bei denen die Kernkühlung durch Wasser aus dem Sumpfraum des Reaktors erfolgen muss, die Wasseransaugung nicht gravierend durch Fasern von Rohrleitungsisoliermaterial oder andere Materialien beeinträchtigt wird. Nach der erneuten Überprüfung ist sicherzustellen, dass ausreichende Konservativitäten vorhanden sind. Versuche zu Einzelaspekten werden zurzeit durchgeführt und sind z. T. bereits abgeschlossen. Die RSK entwickelte eine Bewertungsgrundlage, die die nationalen und internationalen Erkenntnisse berücksichtigt.

Zu Artikel 16

Die Überarbeitung der Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen [3-15] wird in 2004 begonnen.

Ebenfalls in 2004 werden die für die Iodblockade der Schilddrüse notwendigen Kaliumiodidtabletten produziert und an die Länder verteilt oder in zentralen Lagern bevorratet.

Zu Artikel 17

Die Aktualisierung der Regel zum Hochwasserschutz [KTA 2207] ist noch nicht abgeschlossen, da die Vorgehensweise zur Ermittlung des Bemessungshochwassers noch einer vertieften Absicherung bedarf. Dementsprechend ist auch die auf Basis der aktualisierten KTA-Regel vorgesehene Überprüfung der Anlagenauslegung noch in Bearbeitung.

Weitergehende Untersuchungen zur Ermittlung der Sicherheitsreserven in der Anlagenauslegung bei Niedrigwasser sind vorgesehen.

Weiterhin sind langfristig generische Untersuchungen zum Einfluss von Klimaveränderungen mit extremen Wetterbedingungen auf die Sicherheit der Kernkraftwerke im Rahmen von Forschungsarbeiten vorgesehen.

Zu Artikel 19

Die Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] und die darin enthaltenen Meldekriterien sollen überarbeitet werden. Dabei sollen die Erfahrungen aus der Anwendung dieser Kriterien und die aktuelle internationale Entwicklungen berücksichtigt werden.

Anhang 1 Kernkraftwerke

Anhang 1-1 Kernkraftwerke in Betrieb

	Kernkraftwerke in Betrieb Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Hauptgesellschafter)	Typ Brutto- leistung MWe	Gene- ration/ Bau- linie	a) Antragsdatum b) Erstkritikalität
1	Obrigheim (KWO) Obrigheim Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerk Obrigheim b) Siemens c) EnBW 95%	DWR 357	1.	a) 16.07.1964 b) 22.09.1968
2	Biblis A (KWB A) Biblis Hessen	a) RWE Power b) KWU c) RWE Power 100%	DWR 1225	2.	a) 11.06.1969 b) 16.07.1974
3	Biblis B (KWB B) Biblis Hessen	a) RWE Power b) KWU b) RWE Power 100%	DWR 1300	2.	a) 03.05.1971 b) 25.03.1976
4	Neckarwestheim 1 (GKN 1) Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar b) KWU c) Neckarwerke 70%	DWR 840	2.	a) 02.04.1971 b) 26.05.1976
5	Brunsbüttel (KKB) Brunsbüttel Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Brunsbüttel b) AEG/KWU c) Vattenfall Europa 66,7%	SWR 806	69	a) 10.11.1969 b) 23.06.1976
6	Isar 1 (KKI 1) Essenbach Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Bayern 50% E.ON Kernkraft 50%	SWR 912	69	a) 25.06.1971 b) 20.11.1977
7	Unterweser (KKU) Esenshamm Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100%	DWR 1410	2.	a) 07.04.1971 b) 16.09.1978
8	Philippsburg 1 (KKP 1) Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW b) KWU c) EnBW 100 %	SWR 926	69	a) 20.02.1970 b) 09.03.1979
9	Grafenrheinfeld (KKG) Grafenrheinfeld Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100%	DWR 1345	3.	a) 07.06.1973 b) 09.12.1981
10	Krümmel (KKK) Krümmel Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Krümmel b) KWU c) Vattenfall Europa 50% E.ON Kernkraft 50%	SWR 1316	69	a) 18.02.1972 b) 14.09.1983
11	Gundremmingen B (KRB B) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk Gundremmingen b) KWU c) RWE Power 75%	SWR 1344	72	a) 15.03.1974 b) 09.03.1984

Anhang 1-1 Kernkraftwerke in Betrieb

	Kernkraftwerke in Betrieb Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Hauptgesellschafter)	Typ Brutto- leistung MWe	Gene- ration/ Bau- linie	a) Antragsdatum b) Erstkritikalität
12	Grohnde (KWG) Grohnde Niedersachsen	a) Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde b) KWU c) E.ON Kernkraft 83,3%	DWR 1430	3.	a) 03.12.1973 b) 01.09.1984
13	Gundremmingen C (KRB C) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk Gundremmingen b) KWU c) RWE Power 75%	SWR 1344	72	a) 15.03.1974 b) 26.10.1984
14	Philippsburg 2 (KKP 2) Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW b) KWU c) EnBW 100 %	DWR 1458	3.	a) 24.06.1975 b) 13.12.1984
15	Brokdorf (KBR) Brokdorf Schleswig-Holstein	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 80%	DWR 1440	3.	a) 12.03.1974 b) 08.10.1986
16	Isar 2 (KKI 2) Essenbach Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 40%	DWR 1475	4. Konvoi	a) 13.02.1979 b) 15.01.1988
17	Emsland (KKE) Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerke Lippe-Ems b) KWU c) RWE Power 87,5%	DWR 1400	4. Konvoi	a) 28.11.1980 b) 14.04.1988
18	Neckarwestheim 2 (GKN 2) Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar b) KWU c) Neckarwerke 70%	DWR 1365	4. Konvoi	a) 27.11.1980 b) 29.12.1988

Anhang 1-2 Kernkraftwerke außer Betrieb

	Kernkraftwerke außer Betrieb *) Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
1	Versuchsatomkraftwerk (VAK) Kahl Bayern	a) Versuchsatomkraftwerk Kahl b) AEG/General Electric	SWR 16	a) 13.11.1960 b) 25.11.1985
2	Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR) Karlsruhe Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerk Betriebsgesellschaft mbH b) Siemens/KWU	Druckschwer- wasserreaktor 57	a) 29.09.1965 b) 03.05.1984
3	Rheinsberg (KKR) Rheinsberg Brandenburg	a) Energiewerke Nord b) VEB Kernkraftwerksbau Berlin	DWR (WWER) 70	a) 11.03.1966 b) 01.06.1990
4	Gundremmingen A (KRB A) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk RWE- Bayernwerk b) AEG/General Electric	SWR 250	a) 14.08.1966 b) 13.01.1977
5	Atomversuchskraftwerk (AVR) Jülich Nordrhein-Westfalen	a) Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor b) BBC/Krupp Reaktorbau (BBK)	HTR 15	a) 26.08.1966 b) 31.12.1988
6	Stade (KKS) Stade Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft b) KWU	DWR 672	a) 28.07.1967 b) 14.11.2003
7	Lingen (KWL) Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerk Lingen b) AEG/KWU	SWR 252	a) 31.01.1968 b) 05.01.1977
8	Heißdampfreaktor (HDR) Großweilzheim Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe b) AEG	Heißdampf- reaktor 25	a) 14.10.1969 b) 20.04.1971
9	Würgassen (KWW) Würgassen Nordrhein-Westfalen	a) PreussenElektra b) AEG/KWU	SWR 670	a) 22.10.1971 b) 26.08.1994
10	Niederaichbach (KKN) Niederaichbach Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe Kernkraftwerkbetrieb GmbH b) Siemens	Druckröhren- reaktor 106	a) 17.12.1972 b) 31.07.1974
11	Greifswald 1 (KGR 1) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 03.12.1973 b) 18.12.1990
12	Greifswald 2 (KGR 2) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 03.12.1974 b) 14.02.1990

Anhang 1-2 Kernkraftwerke außer Betrieb

	Kernkraftwerke außer Betrieb *) Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
13	Greifswald 3 (KGR 3) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 06.10.1977 b) 28.02.1990
14	Kompakte natriumgekühlte Reaktoranlage (KNK II) Karlsruhe Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerkbetriebs- gesellschaft b) Interatom	SNR 21	a) 10.10.1977 b) 23.08.1991
15	Greifswald 4 (KGR 4) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 22.07.1979 b) 02.06.1990
16	Thorium-Hochtemperatur- reaktor (THTR 300) Hamm-Uentrop Nordrhein-Westfalen	a) Hochtemperatur Kernkraftwerk b) BBC/HRB/NUKEM	HTR 308	a) 13.09.1983 b) 29.09.1988
17	Mülheim-Kärlich (KMK) Mülheim-Kärlich Rheinland-Pfalz	a) RWE Power b) BBR	DWR 1302	a) 01.03.1986 b) 09.09.1988
18	Greifswald 5 (KGR 5) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 26.03.1989 b) 30.11.1989
eingestellte Projekte				
19	Greifswald 6 (KGR 6) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
20	Greifswald 7 (KGR 7) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
21	Greifswald 8 (KGR 8) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
22	SNR 300 Kalkar Nordrhein-Westfalen	a) Schnell-Brüter Kernkraftwerks- gesellschaft b) INTERATOM /BELGONUCLEAIRE /NERATOOM	SNR 327	a) b) Projekt eingestellt 20.03.1991
23	Stendal A Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 1000	a) b) Projekt eingestellt

Anhang 1-2 Kernkraftwerke außer Betrieb

	Kernkraftwerke außer Betrieb *) Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
24	Stendal B Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWR) 1000	a) b) Projekt eingestellt

*) stillgelegt bzw. abgeschaltet

Anhang 2 Forschungsreaktoren

Anhang 2-1 Forschungsreaktoren in Betrieb und Errichtung

	Forschungsreaktor Standort	Betreiber	Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [cm^2s^{-1}]	Erstkritikalität
1	FRG-1 Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum	Schwimmbad/MTR 5 MW < $1,4 \cdot 10^{14}$	23.10.1958
2	FRJ-2 (DIDO) Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Tank-Typ D ₂ O-Reaktor 23 MW < $2 \cdot 10^{14}$	14.11.1962
3	SUR Berlin	Technische Universität Berlin Institut für Energietechnik	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	26.07.1963 Betrieb letztmals 2000
4	SUR Stuttgart Baden-Württemberg	Universität Stuttgart Institut für Kernenergetik und Energiesysteme	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	24.08.1964
5	FRMZ Mainz Rheinland-Pfalz	Universität Mainz Institut für Kernchemie	Schwimmbad/ TRIGA Mark II 0,1 MW < $4 \cdot 10^{12}$	03.08.1965
6	SUR Aachen Nordrhein-Westfalen	RWTH Aachen Institut für elektrische Anlagen und Energiewirtschaft	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	22.09.1965
7	SUR Ulm Baden-Württemberg	Fachhochschule Ulm Labor für Strahlenmess- technik und Reaktortechnik	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	01.12.1965
8	SUR Kiel Schleswig-Holstein	Fachhochschule Kiel	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	29.03.1966 Betrieb letztmals 1997
9	SUR Hannover Niedersachsen	Universität Hannover Institut für Werkstoffkunde	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	09.12.1971
10	SUR Furtwangen Baden-Württemberg	Fachhochschule Furtwangen	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	28.06.1973
11	BER II Berlin	Hahn-Meitner-Institut Berlin	Schwimmbad/MTR 10 MW < $1,5 \cdot 10^{14}$	09.12.1973
12	AKR Dresden Sachsen	Technische Universität Dresden Institut für Energietechnik	SUR-Typ 2 W < $3 \cdot 10^7$	28.07.1978 gegenwärtig kein Betrieb wegen Umbau

Anhang 2-1 Forschungsreaktoren in Betrieb und Errichtung

	Forschungsreaktor Standort	Betreiber	Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [cm^2s^{-1}]	Erstkritikalität
13	ZLFR Zittau Sachsen	Hochschule Zittau/Görlitz Fachbereich Maschinenwesen	Tank-Typ/WWR-M 10 W < $2 \cdot 10^8$	25.05.1979
14	FRM-II Garching Bayern	Technische Universität München	Schwimmbad/ Kompaktkern 20 MW < $8 \cdot 10^{14}$	02.03.2004 Inbetriebsetzungs- phase noch nicht abgeschlossen

Anhang 2-2 Forschungsreaktoren in Stilllegung, bzw. Stilllegung beschlossen

	Forschungsreaktoren in Stilllegung, bzw. Stilllegung beschlossen Standort	Betreiber	Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [cm^2s^{-1}]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung c) Status
1	FRM Garching Bayern	Technische Universität München	Schwimmbad/MTR 4 MW < $7 \cdot 10^{13}$	a) 31.10.1957 b) 28.07.2000 c) 14.12.1998 AS ¹
2	RFR Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungstechnik und Analytik Rossendorf (VKTA)	Tank-Typ/ WWR-S(M) 10 MW < $1,2 \cdot 10^{14}$	a) 16.12.1957 b) 27.06.1991 c) 03.04.2001 3. TSG ²
3	FR 2 Karlsruhe Baden-Württemberg	Forschungszentrum Karlsruhe	Tank-Typ/ D ₂ O-Reaktor 44 MW < 10^{14}	a) 07.03.1961 b) 21.12.1981 c) 20.11.1996 SE ³
4	FRJ-1 (MERLIN) Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Schwimmbad/MTR 10 MW < 10^{14}	a) 23.02.1962 b) 22.03.1985 c) 31.07.2001 3. TSG
5	FRG-2 Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht	Schwimmbad/MTR 15 MW < $1,5 \cdot 10^{14}$	a) 16.03.1963 b) 28.01.1993 c) 17.01.1995 Genehm. Außer- betriebnahme und Teilabbau
6	TRIGA HD I Heidelberg Baden-Württemberg	Deutsches Krebsforschungszentrum	Schwimmbad/ TRIGA Mark I 0,25 MW < 10^{13}	a) 26.08.1966 b) 31.03.1977 c) 11.12.1980 SE
7	FMRB Braunschweig Niedersachsen	Physikalisch Technische Bundesanstalt Braunschweig	Schwimmbad/MTR 1 MW < $6 \cdot 10^{12}$	a) 03.10.1967 b) 19.12.1995 c) 02.03.2001 SG ⁴
8	FRN Oberschleißheim Bayern	Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit (GSF)	Schwimmbad/ TRIGA Mark III 1 MW < $3 \cdot 10^{13}$	a) 23.08.1972 b) 16.12.1982 c) 24.05.1984 SE
9	FRH Hannover Niedersachsen	Medizinische Hochschule Hannover	Schwimmbad/ TRIGA Mark I 0,25 MW < $8,5 \cdot 10^{12}$	a) 31.01.1973 b) 01.01.1997 c) 22.02.2002 AS
10	TRIGA HD II Heidelberg Baden-Württemberg	Deutsches Krebsforschungszentrum	Schwimmbad/ TRIGA Mark I 0,25 MW < 10^{13}	a) 28.02.1978 b) 30.11.1999 c) 25.02.2003 AS

Anhang 2-2 Forschungsreaktoren in Stilllegung, bzw. Stilllegung beschlossen

	Forschungsreaktoren in Stilllegung, bzw. Stilllegung beschlossen Standort	Betreiber	Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [cm^2s^{-1}]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung c) Status
11	FRF 2 Frankfurt Hessen	Johann Wolfgang Goethe Universität Frankfurt	modifizierter TRIGA 1 MW < $3 \cdot 10^{13}$	a) keine Kritikalität b) 1980 c) 25.10.1982 SG 01.09.2003 Antrag zum Restabbau

- 1 AS Antrag auf Stilllegung
- 2 TSG Teilstilllegungsgenehmigung
- 3 SE Sicherer Einschluss
- 4 SG Stilllegungsgenehmigung

Anhang 2-3 Forschungsreaktoren, abgewickelte Projekte

	Demontierte bzw. abgewickelte Projekte Standort	Betreiber	Typ therm. Leistung th. n-Fluss [cm^2s^{-1}]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
1	FRF 1 Frankfurt Hessen	Johann Wolfgang Goethe Universität Frankfurt	Homogener Reaktor 10 kW < 10^{12}	a) 10.01.1958 b) 19.03.1968 1970 Teilabbau, bis 1977 Umbau zu FRF 2
2	BER I Berlin	Hahn-Meitner-Institut Berlin	Homogener Reaktor 50 kW < 10^{12}	a) 24.07.1958 b) 1972
3	SAR München Bayern	Technische Universität München	Argonaut 1 kW < $2,4 \cdot 10^{11}$	a) 23.06.1959 b) 1968
4	SUA München Bayern	Technische Universität München	Unterkritische Anordnung	a) 6/1959 b) 1968
5	AEG Prüfreaktor PR-10 Karlstein Bayern	Kraftwerk Union	Argonaut 180 W $2,5 \cdot 10^{10}$	a) 27.01.1961 b) 1976
6	SUR München Bayern	Technische Universität München	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 28.02.1962 b) 10.08.1981
7	RRR Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungs- technik und Analytik Rossendorf (VKTA)	Argonaut 1 kW < $1,5 \cdot 10^{11}$	a) 16.12.1962 b) 7/1991
8	STARK Karlsruhe Baden-Württemberg	Forschungszentrum Karlsruhe	Argonaut 10 W < $1,4 \cdot 10^8$	a) 11.01.1963 b) 3/1976
9	SUR Darmstadt Hessen	Technische Hochschule Darmstadt	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 23.09.1963 b) 22.02.1985
10	ANEX Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht	Kritische Anordnung 100 W < $2 \cdot 10^8$	a) 5/1964 b) 05.02.1975
11	SUAK Karlsruhe Baden-Württemberg	Forschungszentrum Karlsruhe	Unterkritische Anordnung	a) 20.11.1964 b) 07.12.1978
12	SUR Hamburg	Fachhochschule Hamburg	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 15.01.1965 b) 1997

Anhang 2-3 Forschungsreaktoren, abgewickelte Projekte

	Demontierte bzw. abgewickelte Projekte Standort	Betreiber	Typ therm. Leistung th. n-Fluss [cm^2s^{-1}]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
13	SUR Karlsruhe Baden-Württemberg	Forschungszentrum Karlsruhe	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 07.03.1966 b) 9/1996
14	SNEAK Karlsruhe Baden-Württemberg	Forschungszentrum Karlsruhe	Homogener Reaktor 1 kW < $7 \cdot 10^6$	a) 15.12.1966 b) 11/1985
15	ADIBKA (L77A) Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Homogener Reaktor 100 W < $2,8 \cdot 10^8$	a) 18.03.1967 b) 30.10.1972
16	AEG Nullenergie Reaktor Karlstein Bayern	Kraftwerk Union	Tank-Typ/ Kritische Anordnung 100 W < 10^8	a) 6/1967 b) 1973
17	SUR Bremen	Hochschule Bremen	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 10.10.1967 b) 17.06.1993
18	NS OTTO HAHN Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht	DWR Schiffsreaktor 38 MW < $2,8 \cdot 10^{13}$	a) 26.08.1968 b) 22.03.1979
19	RAKE Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungs- technik und Analytik Rossendorf (VKTA)	Tank-Typ/ Kritische Anordnung 10 W < $1 \cdot 10^8$	a) 03.10.1969 b) 26.11.1991
20	KEITER Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Kritische Anordnung 1 W < $2 \cdot 10^7$	a) 15.06.1971 b) 1982
21	KAHTER Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Kritische Anordnung 100 W < $2,2 \cdot 10^8$	a) 02.07.1973 b) 03.02.1984

Anhang 3 Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung heranzuziehende Störfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle, DWR und SWR

Ebene 3, Störfälle	DWR
<p>3-1 Transienten</p> <ul style="list-style-type: none"> - Reaktivitätsstörfall durch Ausfahren des wirksamsten Steuerelements oder der wirksamsten Gruppe beim Anfahren - Ausfall der Hauptwärmesenke durch Nichtöffnen der Frischdampfumleiteinrichtung nach Turbinenschnellabschaltung - Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung - Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall) - Leckagen von Frischdampfleitungen bis 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, sonst 2F (F: offene Querschnittsfläche der Rohrleitung) 	
<p>3-2 Störfälle mit Kühlmittelverlust</p> <p>Für die Kühlmittelumschließung in typischen Lagen zu unterstellende Leckquerschnitte:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Leckquerschnitt $< 120 \text{ cm}^2$ für <ul style="list-style-type: none"> - Offenstehen von Druckabsicherungseinrichtungen - Bruch von Anschlussleitungen - Leckagen an Rohrverzweigungen, Durchdringungen und Dichtungen - Leckagen durch Rissöffnungen - doppelendiger Bruch eines Dampferzeugerheizrohres - Leckquerschnitt 0,1F der Hauptkühlmitteleitung bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, bis 2F sonst 	
<p>3-3 Radiologisch repräsentative Ereignisse</p> <ul style="list-style-type: none"> - Kühlmittelverluste mit: <ul style="list-style-type: none"> - Leckquerschnitt 2F durch Bruch einer 30 Minuten lang nicht abgesperrten Messleitung im Ringraum - Leckquerschnitt 2F eines Dampferzeugerheizrohres und Leck in der Frischdampfleitung nach der Absperrarmatur mit Berücksichtigung der Schließzeiten der Absperrarmatur, - Leckquerschnitt 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, bis 2F sonst - Brennelement-Handhabungsfehler: Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes - Hilfsanlagen-Versagen: <ul style="list-style-type: none"> - Bruch einer Rohrleitung in der Abgasreinigungsanlage - Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung 	
<p>3-4 Anlageninterne Einwirkungen</p> <ul style="list-style-type: none"> - Überflutung durch Leckagen von Rohrleitungen außerhalb der Kühlmittelumschließung bis zu 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, sonst bis 2F - Sonstige anlageninterne Überflutungen (z.B. durch Leckagen von Nebenkühlwasserleitungen) - anlageninterne Brände - Bruchstücke hoher kinetischer Energie als Folge von Komponentenversagen (z.B. Turbinenschaufelversagen) 	
<p>3-5 Anlagenexterne Einwirkungen</p> <ul style="list-style-type: none"> - Standortspezifische, naturbedingte äußere Einwirkungen (durch Erdbeben und Wetter wie Blitz, Überschwemmung, Wind, Eis und Schnee) 	
Ebene 4, auslegungsüberschreitende Störfälle	DWR
<p>4-1 Spezielle, sehr seltene Ereignisse</p> <ul style="list-style-type: none"> - ATWS - standortspezifische externe zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfälle) 	
<p>4-2 Anlagenzustände infolge Nichtverfügbarkeit angeforderter Sicherheitseinrichtungen (Notfälle)</p> <ul style="list-style-type: none"> - Ausfall der gesamten Dampferzeuger-Bespeisung mit der Tendenz zur völligen Ausdampfung der Sekundärseiten - Kühlmittelverlust mit kleinem Leckquerschnitt mit der Tendenz zum Anstieg des Kühlmitteldrucks über den Förderdruck der Hochdruck-Einspeisepumpen - Doppelendiger Bruch eines Heizrohres in einem Dampferzeuger und Anstieg des Frischdampfdrucks mit der Tendenz zum Ansprechen des Frischdampf-Sicherheitsventils - Ausfall der gesamten Drehstromversorgung, soweit nicht batterieversorgt, für eine Zeitdauer bis zu 2 Stunden - globaler langfristiger Druckanstieg im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Anstieg über den Auslegungsdruck - Anstieg der Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Erreichen der Zündgrenze 	

Ebene 3, Störfälle	SWR
<p>3-1 Transienten</p> <ul style="list-style-type: none"> - Reaktivitätsstörfälle: <ul style="list-style-type: none"> - begrenzter Ausfall des wirksamsten Steuerstabs - unkontrolliertes Ausfahren von Steuerstäben beim Anfahren - Ausfall der Hauptwärmesenke durch Fehlschließen der Frischdampf-Durchdringungsarmaturen - Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung - Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall) 	
<p>3-2 Störfälle mit Kühlmittelverlust</p> <p>Für die Kühlmittelumschließung in typischen Lagen zu unterstellende Leckquerschnitte:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Leckquerschnitt $< 80 \text{ cm}^2$ für Leckagen durch Rissöffnungen im Bereich zwischen den Steuerstabantrieben im Reaktordruckbehälterboden - Leckquerschnitt $\leq 0,1F$ von Rohrleitungen bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, bis 2F sonst (F: offene Querschnittsfläche der Rohrleitung) 	
<p>3-3 Radiologisch repräsentative Ereignisse</p> <ul style="list-style-type: none"> - Kühlmittelverluste mit: <ul style="list-style-type: none"> - Leckquerschnitt 2F durch Bruch einer 30 Minuten lang nicht abgesperrten reaktorwasserführenden Messleitung im Reaktorgebäude - Leckquerschnitt 0,1F durch Bruch einer Nachkühlleitung im Reaktorgebäude bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, 1 F sonst unter Berücksichtigung der Schließzeiten der Absperrarmatur - Leckquerschnitt 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, bis 2F sonst - Leckquerschnitt 80 cm^2 für Leckagen durch Rissöffnungen im Bereich zwischen den Steuerstabantrieben im Reaktordruckbehälterboden - Brennelement-Handhabungsfehler: Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes - Hilfsanlagen-Versagen: <ul style="list-style-type: none"> - Bruch einer Rohrleitung in der Abgasreinigungsanlage - Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung 	
<p>3-4 Anlageninterne Einwirkungen</p> <ul style="list-style-type: none"> - Überflutung durch Leckagen von Rohrleitungen außerhalb der Kühlmittelumschließung bis zu 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, sonst bis 2F - Sonstige anlageninterne Überflutungen (z. B. durch Leckagen von Nebenkühlwasserleitungen) - anlageninterne Brände - Bruchstücke hoher kinetischer Energie als Folge von Komponentenversagen (z. B. Turbinenschaufelversagen) 	
<p>3-5 Anlagenexterne Einwirkungen</p> <ul style="list-style-type: none"> - Standortspezifische, naturbedingte äußere Einwirkungen (durch Erdbeben und Wetter wie Blitz, Überschwemmung, Wind, Eis und Schnee) 	
Ebene 4, auslegungsüberschreitende Störfälle	SWR
<p>4-1 Spezielle, sehr seltene Ereignisse</p> <ul style="list-style-type: none"> - ATWS - standortspezifische externe zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfälle) 	
<p>4-2 Anlagenzustände infolge Nichtverfügbarkeit angeforderter Sicherheitseinrichtungen (Notfälle)</p> <ul style="list-style-type: none"> - Kühlmittelverlust mit nachfolgender Überspeisung einer Frischdampfleitung und der Möglichkeit von Kondensationsschlägen außerhalb des Durchdringungsabschlusses - Transienten mit der Tendenz des Abfallens des Reaktordruckbehälterfüllstandes bis Kernunterkante - Ausfall der gesamten Drehstromversorgung, soweit nicht batterieversorgt, für eine Zeitdauer bis zu 2 Stunden - globaler langfristiger Druckanstieg im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Anstieg über den Auslegungsdruck - Anstieg der Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Erreichen der Zündgrenze 	

Anhang 4 Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale, DWR und SWR

1. Druckführende Umschließung

DWR

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Anzahl der Loops:	2 oder 4	3 oder 4	4	4
Prüffähigkeit der Konstruktion für zerstörungsfreie Prüfungen:	ja, mit kleineren Einschränkungen		ja	
Konstruktion:				
– nahtlose Schmiederinge für Behälter	Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger (nur Primärseite)		Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Druckhalter	
– nahtlose Rohre	Hauptkühlmittelleitung mit kleineren Einschränkungen		Hauptkühlmittelleitung	
Werkstoffe:				
– alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle mit stabilisierter austenitischer Plattierung	alle Komponenten und Rohrleitungen mit Nennweite > 400 mm			wie 1.- 3. Generation, aber optimierte Qualitäten
– alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	alle Rohrleitungen mit Nennweite < 400 mm und Komponenteneinbauten			
– korrosionsbeständiger Dampferzeugerheizrohrwerkstoff (Incoloy 800)	ja (Austausch der Dampferzeuger bei einer Anlage)	ja		
Umsetzung des Bruchausschlusskonzeptes:	Nachqualifizierung		vor Inbetriebnahme	von Beginn der Planung
Verringerung der Neutronenversprödung:	Einsatz von Dummyelementen und besonderes Brennelement management	Vergrößerung der Reaktordruckbehälter-Durchmesser zur Verringerung der Neutronenfluenz		

1. Druckführende Umschließung

SWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
in den Reaktordruckbehälter integrierte Umwälzpumpen:	8 bis 10	8
Prüffähigkeit der Konstruktion für zerstörungsfreie Prüfungen:	ja, mit kleineren Einschränkungen	ja
Konstruktion:		
– nahtlose Schmiederinge für Reaktordruckbehälter	nein	ja
– nahtlose Rohre	ja, nach Rohrleitungsaustausch	ja
Werkstoffe:		
– alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle	Reaktordruckbehälter, Frischdampf- und Speisewasserleitung	
– alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	Rohrleitungen, z.T. umgerüstet durch Austausch, außerdem Reaktordruckbehältereinbauten und -plattierung	
Umsetzung des Bruchausschlusskonzeptes	Nachqualifizierung z.T. durch Rohrleitungsaustausch	von Beginn der Planung
Verringerung der Neutronenversprödung	besonderes Brennelementmanagement	

2. Kernnotkühlung**DWR**

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Zahl der Notkühlstränge / Kapazität	4 x mindestens 50 %			
Förderhöhe Hochdruckpumpen	ca. 110 bar			
Abfahren Sekundärseite bei kleinen Lecks	von Hand oder voll-automatisch	automatisches Teil-abfahren oder vollauto-matisch	vollautomatisch	
Anzahl der Flutbehälter	3 oder 5	4 teilweise als Doppelbehälter		
Förderhöhe Niederdruckpumpen	1 Anlage 8 bar 1 Anlage 18 bar	ca. 10 bar		
Druckspeicher (Einspeisedruck)	1 pro Loop (26 bar); 1 Anlage ohne Druckspeicher	1 oder 2 pro Loop (25 bar)	2 pro Loop (25 bar)	
Sumpfleitung vor der äußeren Absperrung	Einfachrohr (1 Anlage ohne Sumpfleitung)	Doppelrohr, teilweise mit Dichtheitsüberwachung	Doppelrohr mit Dichtheitsüberwachung	
Aufstellungsort der aktiven Notkühlssysteme	separates Gebäude, Reaktor-gebäude oder Ringraum	Ringraum		

2. Kernnotkühlung**SWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Zahl der Stränge der Hochdruckeinspeisung (Kapazität)	1 Strang (Dampfturbine bis 10 bar FD-Druck ca. 300 kg/s)	3 Stränge (elektrisch angetriebene Pumpen, 3 x 70 kg/s)
Diversitäres Hochdruckeinspeisesystem	1 Strang (elektrisch angetriebene Pumpe, ca. 40 kg/s)	Nein
Druckentlastung	7 - 11 Sicherheits- und Entlastungsventile, zusätzlich 3 - 6 motorbetätigte Entlastungsventile	11 Sicherheits- und Entlastungsventile, zusätzlich 3 motorbetätigte Entlastungsventile
Mitteldruckeinspeisesystem	nein	1 Strang (elektrisch angetriebene Pumpe, 40 bar)
Zahl der Niederdruck-Notkühlstränge / Kapazität	4 x 50%	3 x 100%
Niederdrucksystem mit diversitärer Einspeisung	1 x 100% Kernflutsystem	Nein
Rückförderung aus Containmentsumpf	ja, über aktive Systeme	ja, über passives System mit 4 Überlaufrohren
Aufstellungsort Notkühlssysteme	in getrennten Räumen des Reaktorgebäudes	in getrennten Räumen des Reaktorgebäudes, Mitteldrucksystem in verbunkertem Gebäude

3. Sicherheitsbehälter

DWR

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Typ	Kugelförmiger Stahlbehälter mit umgebender Betonumhüllung, Ringspalt und Unterdruckhaltung			
Auslegungsdruck (Überdruck)	1 Anlage 2,99 bar 1 Anlage 3,78 bar	4,71 bar	5.3 bar	5,3 bar
Auslegungstemperatur	1 Anlage 125°C 1 Anlage 135°C	135°C	145°C	145°C
Werkstoff Stahlhülle	BH36KA; HSB50S	FB70WS; FG47WS; BHW33	FG51WS; 15MnNi63; Aldur 50/65D	15MnNi63
Wandstärke Stahlhülle im ungestörten Kugelbereich	bis 25 mm	bis 29 mm	bis 38 mm	38 mm
Schleusen:				
– Materialschleuse	Einfachdichtungen oder Doppeldichtungen ohne Absaugung	Doppeldichtungen mit Absaugung		
– Personenschleuse	Einfachdichtungen oder Doppeldichtungen ohne Absaugung	Doppeldichtungen mit Absaugung		
– Notschleuse	eine mit Einfachdichtungen	eine mit Doppeldichtungen und Absaugung	zwei mit Doppeldichtungen und Absaugung	
– Durchdringungen:	–	–	–	–
– Frischdampfleitung	eine Abschlussarmatur außen			
– Speisewasserleitung	eine Abschlussarmatur innen und außen			
– Notkühl- und Hilfssysteme	eine Abschlussarmatur innen und außen mit einzelnen Ausnahmen			eine Abschlussarmatur innen und außen
– Lüftungssysteme	eine Abschlussarmatur innen und außen			

3. Sicherheitsbehälter

SWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Typ	kugelförmiger Stahlbehälter mit im Torus liegender Kondensationskammer	zylindrischer Spannbetonbehälter mit ringförmiger Kondensationskammer
Auslegungsdruck (Überdruck)	bis 3,5 bar	3,3 bar
Auslegungstemperatur	ca. 150°C	
Werkstoff Stahlhülle	WB25; Aldur50D, BHW25	TTSTE29
Wandstärke Stahlhülle außerhalb der Betonauflage	geometrie- und konstruktionsbedingt 18 mm bis 50 mm, 18 mm bis 65 mm, 20 mm bis 70 mm, 25 mm bis 70 mm	8 mm Stahl liner
Anzahl der Kondensationsrohre	je nach Anlage 58, 62, 76 oder 90	63
Eintauchtiefe der Kondensationsrohre	2,0 oder 2,8 m	4,0 m
Inertisierung der Kondensationskammer	ja	ja
Inertisierung der Druckkammer	ja	nein
Schleusen:	generell Doppeldichtung mit Absaugung	
– Materialschleuse	keine	
– Personenschleuse	zum Steuerstabantriebsraum, für Personen und Materialtransporte	
– Notschleuse	eine, vom Steuerstabantriebsraum	eine, vom Steuerstabantriebsraum und eine oberhalb der Kondensationskammer
Durchdringungen:		
– Frischdampfleitung/ Speisewasserleitung	eine Abschlussarmatur innen und außen	
– Notkühl- und Hilfssysteme	Notkühlsystem im Bereich der Kondensationskammer und einige Kleinleitungen mit zwei äußeren Absperrungen, sonst eine Absperrung innen und außen	
– Lüftungssysteme	zwei außenliegende Abschlussarmaturen	

4. Begrenzungen und Sicherheitsleittechnik, einschließlich Reaktorschutz

DWR

4.1 Begrenzungen

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Reaktorleistungs- begrenzung	1 Anlage ja, 1 Anlage nein	Ja		
Steuerstabfahrbegrenzung	ja (Überwachung Abschaltreaktivität)			
Kühlmitteldruck-, Kühlmittelmassen-, Temperaturgradienten- begrenzung	Kühlmittel- druck	teilweise	ja	

4.2 Sicherheitsleittechnik einschließlich Reaktorschutz

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Anregekriterien aus Störfallanalyse abgeleitet	im wesentlichen ja	ja		
Unterschiedliche physikalische Anregekriterien für den Reaktorschutz	ja, oder höherwertige Redundanz	ja, oder diversitäre Anregekanäle		
Ausfallkombinationen	Zufallsausfall, systematischer Ausfall, Folgeausfälle, Ausfall wegen Instandhaltung			
Prüfbarkeit des Reaktorschutzsystems im Leistungsbetrieb	ja, mit weitgehender automatischer Selbstüberwachung (der Funktionsbereitschaft)			
Aktivierung von Sicherheitseinrichtungen	bis auf wenige Ausnahmen werden alle Aktionen automatisch ausgeführt, und Handmaßnahmen sind frühestens 30 min nach Störfalleintritt erforderlich.			

4. Begrenzungen und Sicherheitsleittechnik, einschließlich Reaktorschutz

SWR

4.1 Begrenzungen

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Reaktorleistungs- begrenzung fest	ja, Reduzierung Drehzahl Zwangsumwälzpumpen	
Reaktorleistungs- begrenzung gleitend	ja, Steuerstabausfahrverriegelung Hochfahrsperr für Zwangsumwälzpumpen	
lokale Leistungsbegrenzung	ja Steuerstab- ausfahrverriegelung	ja, Steuerstab- ausfahrverriegelung und Reduzierung Drehzahl Zwangsumwälzpumpen

4.2 Sicherheitsleittechnik einschließlich Reaktorschutz

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Anregekriterien aus Störfallanalyse abgeleitet	im wesentlichen ja	ja
Unterschiedliche physikalische Anregekriterien für den Reaktorschutz	ja, oder höherwertige Redundanz	ja, oder diversitäre Anregekanäle
Ausfallkombinationen	Zufallsausfall, systematischer Ausfall, Folgeausfälle, Ausfall wegen Instandhaltung	
Prüfbarkeit des Reaktorschutzsystems im Leistungsbetrieb	ja, mit weitgehend automatischer Überwachung (der Funktionsbereitschaft)	
Aktivierung von Sicherheitseinrichtungen	bis auf wenige Ausnahmen werden alle Aktionen automatisch ausgeführt, und Handmaßnahmen sind frühestens 30 min nach Störfalleintritt erforderlich.	

5. Elektrische Energieversorgung

DWR

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Zahl der unabhängigen Netzanbindungen	mindestens 3			
Generatorschalter	ja			
Eigenbedarf bei Netzstörung	ja, Lastabwurf auf Eigenbedarf			
Notstromversorgung	2 Stränge mit insgesamt 3 Dieseln oder 4 Stränge mit je 1 Diesel	4 Stränge mit je 1 Diesel		
Zusätzliche Notstromversorgung zur Beherrschung äußerer Einwirkungen	2 Stränge	1 - 2 Stränge, Blockstützung bei einer Doppelblockanlage	4 Stränge mit je 1 Diesel	
Unterbrechungslose Gleichstromversorgung	2 x 2 Stränge	4 Stränge (bei 1 Anlage 2 x 4 Stränge)	3 x 4 Stränge	
Sicherstellung Gleichstromversorgung	2 Stunden			
Strangtrennung	vermaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	teilweise vermaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	weitgehend entmaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	

5. Elektrische Energieversorgung**SWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Zahl der unabhängigen Netzanbindungen	mindestens 3 unabhängige Netzanbindungen	
Generatorschalter	ja	
Eigenbedarf bei Netzstörung	ja, Lastabwurf auf Eigenbedarf	
Notstromversorgung	3 - 4 Stränge mit je 1 Diesel	5 Stränge mit je 1 Diesel
Zusätzliche Notstromversorgung zur Beherrschung äußerer Einwirkungen	2 - 3 Stränge mit je 1 Diesel	1 - 3 Stränge mit je 1 Diesel
Unterbrechungslose Gleichstromversorgung	2 x 2 Stränge	2 x 3 Stränge
Sicherstellung Gleichstromversorgung	2 Stunden	
Strangtrennung	teilweise vermaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	weitgehend entmaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze

6. Schutz gegen äußere Einwirkungen

DWR

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Erdbeben	Auslegung der sicherheitsrelevanten Anlagenteile mit standortspezifischen Lastannahmen			
Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle	keine Auslegung, nachträgliche Risikobewertung, separate Notstandssysteme	unterschiedliche Auslegung, separate Notstandssysteme	spezifische Auslegung gemäß Regelwerk (s. Kap. 17 (i)), Notstandssysteme in Sicherheitssysteme integriert	

6. Schutz gegen äußere Einwirkungen

SWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Erdbeben	Auslegung der sicherheitsrelevanten Anlagenteile mit standortspezifischen Lastannahmen	
Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle	unterschiedliche spezifische Auslegung bis hin zum Stand Baulinie 72, separate oder in den Sicherheitssystemen integrierte Notstandssysteme	spezifische Auslegung gemäß Regelwerk (s. Kap. 17 (i)), Notstandssysteme in Sicherheitssysteme integriert

Anhang 5 Referenzliste kerntechnisches Regelwerk

(Auswahl betreffend Kernkraftwerke; Struktur und Reihenfolge der Referenzen folgen dem "Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz" www.bfs.de)

Gliederung

- 1 Rechtsvorschriften
 - 1A Nationales Atom- und Strahlenschutzrecht
 - 1B Rechtsvorschriften, die im Bereich der Sicherheit kerntechnischer Anlagen anzuwenden sind
 - 1E Multilaterale Vereinbarungen über nukleare Sicherheit und Strahlenschutz mit nationalen Ausführungsvorschriften
 - 1F Recht der Europäischen Union
- 2 Allgemeine Verwaltungsvorschriften
- 3 Bekanntmachungen des Bundesumweltministeriums und des vormals zuständigen Bundesinnenministeriums
- 4 Empfehlungen der RSK
- 5 Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)

1 Rechtsvorschriften

1A Nationales Atom- und Strahlenschutzrecht

- 1A-1 Gesetz zur **Ergänzung des Grundgesetzes** vom 23. Dezember 1959, betreffend §§ 74a Nr. 11, 87c (BGBl.I, S. 813)
- 1A-3 Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (**Atomgesetz** - AtG) vom 23. Dezember 1959, Neufassung vom 15. Juli 1985 (BGBl.I, Nr. 41), zuletzt geändert durch die 8. ZuständigkeitsanpassungsVO vom 25. November 2003 (BGBl.I 2003, Nr.56)
- 1A-4 **Fortgeltendes Recht der Deutschen Demokratischen Republik** aufgrund von Artikel 9 Abs. 2 in Verbindung mit Anlage II Kapitel XII Abschnitt III Nr. 2 und 3 des Einigungsvertrages vom 31. August 1990 in Verbindung mit Artikel 1 des Gesetzes zum Einigungsvertrag vom 23. September 1990 (BGBl.II, S. 885, 1226), soweit dabei radioaktive Stoffe, insbesondere Radonfolgeprodukte, anwesend sind:
- Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz vom 11. Oktober 1984 und Durchführungsbestimmung zur Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz vom 11. Oktober 1984 (GBl.(DDR) I 1984, Nr. 30, berichtigt GBl.(DDR) I 1987, Nr. 18)
 - Anordnung zur Gewährleistung des Strahlenschutzes bei Halden und industriellen Absetzanlagen und bei Verwendung darin abgelagerter Materialien vom 17. November 1990 (GBl.(DDR) I 1990, Nr. 34)
- 1A-5 Gesetz zum vorsorgenden Schutz der Bevölkerung gegen Strahlenbelastung (**Strahlenschutzvorsorgegesetz** - StrVG) vom 19. Dezember 1986 (BGBl.I, S. 2610), zuletzt geändert durch die 8. ZuständigkeitsanpassungsVO vom 25. November 2003 (BGBl.I 2003, Nr.56)
- 1A-8 Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (**Strahlenschutzverordnung** - StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 38), zuletzt geändert durch VO vom 18. Juni 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 36)
- 1A-10 Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (**Atomrechtliche Verfahrensverordnung** - AtVfV) vom 18. Februar 1977, Neufassung vom 3. Februar 1995 (BGBl.I 1995, Nr. 8), letzte (ausführbare) Änderung durch Gesetz vom 27. Juli 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 40)
- 1A-11 Verordnung über die Deckungsvorsorge nach dem Atomgesetz (**Atomrechtliche Deckungsvorsorge-Verordnung** - AtDeckV) vom 25. Januar 1977 (BGBl.I 1977, S. 220), zuletzt geändert durch durch VO vom 18. Juni 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 36)
- 1A-13 Verordnung über Vorausleistungen für die Einrichtung von Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle (**Endlagervorausleistungs-verordnung** - EndlagerVfV) vom 28. April 1982 (BGBl.I, S. 562), zuletzt geändert durch VO vom 18. Juni 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 36)
- 1A-17 Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldungen von Störfällen und sonstigen Ereignissen (Atomrechtliche **Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung** - AtSMV) vom 14. Oktober 1992 (BGBl.I 1992, Nr. 48), zuletzt geändert durch VO vom 18. Juni 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 36)
- 1A-18 Verordnung über die Verbringung radioaktiver Abfälle in das oder aus dem Bundesgebiet (**Atomrechtliche Abfallverbringungsverordnung** - AtAV) vom 27. Juli 1998 (BGBl.I 1998, Nr. 47), zuletzt geändert durch VO vom 20 Juli 2001 (BGBl.I 2001, Nr.38)
- 1A-19 Verordnung für die Überprüfung der Zuverlässigkeit zum Schutz gegen Entwendung oder erhebliche Freisetzung radioaktiver Stoffe nach dem Atomgesetz (**Atomrecht-liche Zuverlässigkeits-überprüfungs-Verordnung** - AtZüV) vom 1. Juli 1999 (BGBl.I 1999, Nr. 35), zuletzt geändert durch G vom 11. Oktober 2003 (BGBl.I 2003, Nr. 73)
- 1A-20 Verordnung zur Abgabe von kaliumiodidhaltigen Arzneimitteln zur Iodblockade der Schilddrüse bei radiologischen Ereignissen (**Kaliumiodidverordnung** - KIV) vom 5. Juni 2003 (BGBl. I 2003, Nr. 25)

1B Rechtsvorschriften, die im Bereich der Sicherheit kerntechnischer Anlagen anzuwenden sind

- 1B-1 **Verwaltungsverfahrensgesetz** vom 25. Mai 1976 (BGBl.I 1976, S. 1253), Neufassung vom 23. Januar 2003 (BGBl.I 2003, Nr. 4)
- 1B-2 **Umweltinformationsgesetz** vom 8. Juli 1994 (BGBl.I 1994, Nr. 42), Neufassung vom 23. August 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 45)
Umweltinformationskostenverordnung vom 7. Dezember 1994 (BGBl.I 1994, Nr. 88), Neufassung vom 23. August 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 45)
- 1B-3 **Umweltverträglichkeitsprüfungsgesetz** vom 12. Februar 1990 (BGBl.I, S. 205), Neufassung vom 5. September 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 48)
- 1B-4 **Umweltauditgesetz** vom 7. Dezember 1995 (BGBl.I 1995, 1591), Neufassung vom 4. September 2002 (BGBl.I 2002, S. 3490)
- 1B-10 **Umwelthaftungsgesetz** vom 10. Dezember 1990 (BGBl.I 1990, S. 2634)
- 1B-11 **Strafgesetzbuch** vom 15. Mai 1871 (RGBl. S. 127) in der Fassung der Bekanntmachung vom 10. März 1987 (BGBl.I 1987, S. 945+1160)
- 1B-14 **Bau- und Raumordnungsgesetz** 1998 vom 18. August 1997 (BGBl.I 1997, Nr. 59)
- 1B-16 Gesetz zum Schutz vor schädlichen Umwelteinwirkungen durch Luftverunreinigungen, Geräusche, Erschütterungen und ähnliche Vorgänge (**Bundes-Immissionsschutzgesetz**) in der Fassung der Bekanntmachung vom 14. Mai 1990 (BGBl.I 1990, S. 880), mit diversen Verordnungen
- 1B-24 **Kreislaufwirtschafts- und Abfallgesetz** vom 27. September 1994 (BGBl.I 1994, Nr. 66)
- 1B-27 Gesetz zur Ordnung des Wasserhaushalts (**Wasserhaushaltsgesetz**) vom 27. Juli 1957, Neufassung vom 12. November 1996 (BGBl.I 1996, Nr. 58), Neufassung vom 19. August 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 59)
- 1B-29 Gesetz über Naturschutz und Landschaftspflege (**Bundesnaturschutzgesetz**) vom 12. März 1987 (BGBl.I 1987, S. 889), Neufassung vom 21. September 1998 (BGBl.I 1998, Nr. 66), Neufassung vom 25. März 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 22)
- 1B-31 Verordnung zum Schutz vor gefährlichen Stoffen (**Gefahrstoffverordnung**), Neufassung vom 15. November 1999 (BGBl.I 1999, Nr. 52)
- 1B-32 Verordnung über Trinkwasser und über Wasser für Lebensmittelbetriebe (**Trinkwasserverordnung**) vom 5. Dezember 1990 (BGBl.I 1990, S. 2612, BGBl.I 1991, S. 227)
- 1B-33 Gesetz über technische Arbeitsmittel (**Gerätesicherheitsgesetz**) vom 24. Juni 1968, Neufassung vom 23. Oktober 1992, (BGBl.I 1992, Nr. 49)
- 1B-34 **Betriebssicherheitsverordnung** vom 27. September 2002 (BGBl.I 2002, S. 3777)
- 1B-37 **Unfallverhütungsvorschrift Kernkraftwerke** (VBG 30) und Durchführungsanweisung zur Unfallverhütungsvorschrift vom 1. Januar 1987
- 1B-39 Gesetz über **Betriebsärzte, Sicherheitsingenieure** und andere Fachkräfte für Arbeitssicherheit vom 12. Dezember 1973 (BGBl.I 1973, S. 1885)
- 1B-41 Gesetz über den Verkehr mit Lebensmitteln, Tabakerzeugnissen, kosmetischen Mitteln und sonstigen Bedarfsgegenständen (**Lebensmittel- und Bedarfsgegenständegesetz**) vom 15. August 1974 (BGBl.I 1975, S. 2652), Neufassung vom 9. September 1997 (BGBl.I 1997, Nr. 63), mit diversen Verordnungen

1E Multilaterale Vereinbarungen über nukleare Sicherheit und Strahlenschutz mit nationalen Ausführungsvorschriften

Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz

- 1E-1 Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen - **Espoo-Konvention** (Convention on the Environmental Impact Assessment in a Transboundary Context) vom 25. Februar 1991 und Änderungen vom Februar 2001, in Kraft seit 10. September 1997
Gesetz dazu vom 7. Juni 2001 (BGBl.II 2001, Nr. 22)
in Kraft für Deutschland seit 8. August 2002
- 1E-2 Konvention über den Zugang zu Informationen, die Öffentlichkeitsbeteiligung an Entscheidungsverfahren und den Zugang zu Gerichten in Umweltangelegenheiten - **Aarhus-Konvention** (Convention on Access to Information, Public Participation in Decision-Making and Access to Justice in Environmental Matters) vom 25. Juni 1998, in Kraft seit 30. Oktober 2001 von Deutschland gezeichnet am 21. Dezember 1998
- 1E-3 Übereinkommen **Nr. 115** der Internationalen Arbeitsorganisation vom 22. Juni 1960 über den Schutz der Arbeitnehmer vor ionisierenden Strahlen (Convention Concerning the Protection of Workers against Ionising Radiations) vom 22. Juni 1960, in Kraft seit 17. Juni 1962
Gesetz hierzu vom 23. Juli 1973 (BGBl.II 1973, Nr. 37),
in Kraft für Deutschland seit 26. September 1974 (BGBl.II 1973, Nr. 63)
- 1E-4 Ratsbeschluss der Organisation für Wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) vom 18. Dezember 1962 über die Annahme von Grundnormen für den Strahlenschutz (**OECD-Grundnormen**) (Radiation Protection Norms)
Gesetz hierzu vom 29. Juli 1964 (BGBl.II 1964, S. 857),
in Kraft für Deutschland seit 3. Mai 1965
Neufassung vom 25. April 1968 (BGBl.II 1970, Nr. 20)
- 1E-5 Übereinkommen vom 26. Oktober 1979 über den **physischen Schutz von Kernmaterial** (Convention on the Physical Protection of Nuclear Material (INFCIRC/274 Rev.1), entry into force 8 February 1987),
Gesetz hierzu vom 24. April 1990 (BGBl.II 1990, S. 326), zuletzt geändert durch das Strafrechtsänderungsgesetz vom 27. Juni 1994 (BGBl.I 1994, Nr. 40),
in Kraft für Deutschland seit 6. Oktober 1991 (BGBl.II 1995, Nr. 11)
- 1E-6 Übereinkommen über die **frühzeitige Benachrichtigung** bei nuklearen Unfällen vom 26. September 1986 und Übereinkommen über **Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen** oder radiologischen Notfällen vom 26. September 1986, (Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency (INFCIRC/336), Convention on Early Notification of a Nuclear Accident (INFCIRC/335), entry into force 27 October 1986, both),
Gesetz zu den beiden IAEA-Übereinkommen vom 16. Mai 1989 (BGBl.II 1989, Nr. 18),
in Kraft für Deutschland seit 15. Oktober 1989 (BGBl.II 1993, Nr. 34)
- 1E-7 **Übereinkommen über nukleare Sicherheit** (Convention on Nuclear Safety, INFCIRC/449), vom 17. Juni 1994, in Kraft seit 24. Oktober 1996)
Gesetz hierzu vom 7. Januar 1997 (BGBl.II 1997, Nr. 2)
in Kraft für Deutschland seit 20. April 1997 (BGBl.II 1997, Nr. 14)
- 1E-8 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle - **Übereinkommen über nukleare Entsorgung** (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, INFCIRC/546) vom 5. September 1997, in Kraft seit 18. Juni 2001,
Gesetz hierzu vom 13. August 1998 (BGBl.II 1998, Nr. 31)
in Kraft für Deutschland seit 18. Juni 2001 (BGBl.II 2001, Nr. 36)
- 1E-9 Vertrag über die Nichtverbreitung von Kernwaffen - **Atomwaffensperrvertrag** (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, INFCIRC/140)
vom 1. Juli 1968, in Kraft seit 5. März 1970
Gesetz dazu vom 4. Juni 1974 (BGBl.II 1974, S. 785)
in Kraft für Deutschland seit 2. Mai 1975 (BGBl.II 1976, S. 552),
Verlängerung des Vertrages auf unbegrenzte Zeit am 11. Mai 1995 (BGBl.II 1995, S. 984)
- 1E-10 Übereinkommen vom 5. April 1973 zwischen dem Königreich Belgien, dem Königreich Dänemark, der Bundesrepublik Deutschland, Irland, der Italienischen Republik, dem Großherzogtum Luxemburg, dem Königreich der Niederlande, der Europäischen Atomgemeinschaft und der Internationalen Atomenergie-Organisation in Ausführung von Artikel III Absätze 1 und 4 des Vertrages vom 1. Juli

1968 über die Nichtverbreitung von Kernwaffen (**Verifikationsabkommen**), (INFCIRC/193), entry into force for all Parties 21 February 1977
Gesetz hierzu vom 4. Juni 1974 (BGBl.II 1974, S. 794),
Ausführungsgesetz hierzu vom 7. Januar 1980 (BGBl.I 1980, S. 17), zuletzt geändert durch Gesetz vom 27. Dezember 1993 (BGBl.I 1993, S. 2378)
Zusatzprotokoll vom 22. September 1998,
Gesetz zum Zusatzprotokoll vom 22. September 1998 vom 29. Januar 2000 (BGBl.I 2000, Nr. 4)
Ausführungsgesetz zum Verifikationsabkommen und zum Zusatzprotokoll vom 29. Januar 2000 (BGBl.I 2000, Nr. 5)

Haftung

- 1E-11 Übereinkommen über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie - Pariser Übereinkommen (Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy - **Paris Convention**) vom 29. Juli 1960, ergänzt durch das Protokoll vom 28. Januar 1964 und das Protokoll vom 16. November 1982, in Kraft seit 1. April 1968
Gesetz hierzu vom 8. Juli 1975 (BGBl.II 1975, S. 957)
in Kraft für Deutschland seit 30. September 1975 (BGBl.II 1976, S. 308),
Gesetz hierzu vom 21. Mai 1985 (BGBl.II 1985, S. 690)
in Kraft für Deutschland seit 7. Oktober 1988 (BGBl.II 1989, S. 144)
- 1E-12 Zusatzübereinkommen zum Pariser Übereinkommen vom 29. Juli 1960 - Brüsseler Zusatzübereinkommen (Convention Supplementary to the Paris Convention of 29 July 1960 on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy - **Brussels Convention**) vom 31. Januar 1963, ergänzt durch das Protokoll vom 28. Januar 1964 und das Protokoll vom 16. November 1982, in Kraft
Gesetz hierzu vom 8. Juli 1975 (BGBl.II 1975, S. 957)
in Kraft für Deutschland seit 1. Januar 1976 (BGBl.II 1976, S. 308)
Gesetz hierzu vom 21. Mai 1985 (BGBl.II 1985, S. 690)
in Kraft für Deutschland seit 1. August 1991 (BGBl.II 1995, S. 657)
- 1E-13 Vienna Convention on Civil Liability for Nuclear Damage - **Vienna Convention** (Wiener Übereinkommen) of 21 May 1963, (INFCIRC/500), entry into force 12 November 1977, amended by Protocol of 29 September 1997
- 1E-14 Joint Protocol Relating to the Application of the **Vienna Convention and the Paris Convention (Joint Protocol** - Gemeinsames Protokoll) of 21 September 1988 (INFCIRC/402),
entry into force 27 April 1992
Gesetz hierzu vom 5. Mai 2001 (BGBl.II 2001, Nr.7)
in Kraft für Deutschland seit 13. September 2001 (BGBl.II 2001, Nr. 24)
- 1E-15 Convention on **Supplementary Compensation** for Nuclear Damage of 29 September 1997 (INFCIRC/567), not yet in force
- 1E-16 Übereinkommen über die zivilrechtliche **Haftung bei der Beförderung von Kernmaterial auf See** (Convention Relating to Civil Liability in the Field of Maritime Carriage of Nuclear Materials) vom 17. Dezember 1971, in Kraft seit 15. Juli 1975
Gesetz hierzu vom 8. Juli 1975 (BGBl.II 1975, S. 957), geändert durch Gesetz vom 9. Juni 1980 (BGBl.II 1980, S. 721)
in Kraft für Deutschland seit 30. Dezember 1975 (BGBl.II 1976, S. 307)
- 1E-17 Abkommen zwischen der Bundesrepublik **Deutschland und der Schweizerischen Eidgenossenschaft** über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie vom 22. Oktober 1986,
Gesetz dazu vom 28. Juni 1988 (BGBl.II 1988, S. 598),
in Kraft für Deutschland seit 21. September 1988 (BGBl.II 1988, S. 955)

1F Recht der Europäischen Union Verträge, Allgemeines

- 1F-1 Vertrag vom 25. März 1957 zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft (**EURATOM**) in der Fassung des Vertrages über die **Europäische Union** vom 7. Februar 1992, geändert durch den Beitrittsvertrag vom 24. Juni 1994 in der Fassung des Beschlusses vom 1. Januar 1995 (BGBl.II 1957, S. 753, 1014, 1678; BGBl.II 1992, S. 1251, 1286; BGBl.II 1993, S. 1947; BGBl.II 1994, S. 2022;

ABI.EG 1995, Nr. L1), der Vertrag ist in seiner ursprünglichen Fassung am 1. Januar 1958 in Kraft getreten (BGBl. 1958 II S. 1), die Neufassung trat am 1. November 1993 in Kraft (BGBl. 1993 II S. 1947), Berichtigung der Übersetzung des EURATOM-Vertrages vom 13. Oktober 1999 (BGBl.II 1999, Nr. 31)

- 1F-2 Empfehlung 91/444/EURATOM der Kommission vom 26. Juli 1991 zur **Anwendung von Artikel 33** des EURATOM-Vertrages (ABI.EG 1991, Nr. L238)
- 1F-3 Empfehlung 2000/473/EURATOM der Kommission vom 8. Juni 2000 zur **Anwendung des Artikels 36** des EURATOM-Vertrages (ABI.EG 2000, Nr. L191)
- 1F-4 Empfehlung 1999/829/EURATOM der Kommission vom 6. Dezember 1999 zur **Anwendung des Artikels 37** des EURATOM-Vertrages (ABI.EG 1999, Nr. L324)
- 1F-5 Verordnung (EURATOM) 2587/1999 des Rates vom 2. Dezember 1999 zur Bestimmung der **Investitionsvorhaben**, die der Kommission **gemäß Artikel 41** des Vertrages zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft **anzuzeigen** sind (ABI.EG 1999, Nr. L315), Durchführungsbestimmungen dazu Verordnung (EG) 1209/2000 (??), zuletzt geändert durch Verordnung (EURATOM) 1352/2003 der Kommission (ABI.EU 2003, Nr. L192)
- 1F-6 Bekanntmachung über die Meldung an die Behörden der Mitgliedsstaaten auf dem Gebiet der **Sicherungsmaßnahmen gemäß Artikel 79** Abs. 2 des EURATOM-Vertrages vom 19. August 1999 (BGBl.II 1999, S. 811)
- 1F-7 **Verifikationsabkommen** siehe [1E-10]
- 1F-8 Verordnung (EURATOM) 3227/76 der Kommission vom 19. Oktober 1976 zur Anwendung der Bestimmungen der **EURATOM-Sicherungsmaßnahmen** (ABI.EG 1976, Nr. L363), geändert durch Verordnung EURATOM 2130/93 der Kommission vom 27. Juli 1993 (ABI.EG 1993, Nr. L191)
- 1F-9 Abkommen über die Zusammenarbeit zwischen der **EURATOM** und der internationalen Arbeitsorganisation (**ILO**) vom 26. Januar 1961 (ABI.EG 1961, Nr. L18)
- 1F-10 Abkommen über die Zusammenarbeit zwischen der **EURATOM** und der Internationalen Atomenergie-Organisation (**IAEO**) vom 1. Dezember 1975 (ABI.EG 1975, Nr. L329)
- 1F-11 Agreement for Co-operation in the Peaceful Uses of Nuclear Energy between EURATOM and the United States of America, signed on March 29, 1996 (ABI.EG 1996, Nr. L120) in Kraft seit 12. April 1996
- 1F-12 Richtlinie 85/337/EWG des Rates vom 27. Juni 1985 über die **Umweltverträglichkeitsprüfung** bei bestimmten öffentlichen und privaten Projekten (Abl.EG 1985, Nr. L175), geändert durch die Richtlinie 97/11/EG des Rates vom 3. März 1997 (ABI.EG 1997, Nr. L73)
- 1F-14 Richtlinie 90/313/EWG des Rates vom 7. Juni 1990 über den **freien Zugang zu Informationen über die Umwelt** (ABI.EG 1990, Nr. L158)
- 1F-15 Richtlinie 98/34/EG des Europäischen Parlaments und des Rates vom 22. Juni 1998 über ein **Informationsverfahren** auf dem Gebiet der Normen und **technischen Vorschriften** (ABI.EG 1998, Nr. L204)
- 1F-16 Richtlinie 98/37/EG des Europäischen Parlaments und des Rates vom 22. Juni 1998 zur **Angleichung der Rechts- und Verwaltungsvorschriften** der Mitgliedstaaten für Maschinen (ABI.EG 1998, Nr. L207)

Strahlenschutz

- 1F-18 Richtlinien des Rates, mit denen die Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlungen festgelegt wurden (**EURATOM-Grundnormen**)
- Richtlinie vom 2. Februar 1959 (ABI.EG 1959, Nr. 11),
 - Richtlinie vom 5. März 1962 (ABI.EG 1962, S. 1633/62),
 - Richtlinie 66/45/EURATOM (ABI.EG 1966, Nr. 216),
 - Richtlinie 76/579/EURATOM vom 1.6.1976 (ABI.EG 1976, Nr. L187),
 - Richtlinie 79/343/EURATOM vom 27.3.1977 (ABI.EG 1979, Nr. L83),
 - Richtlinie 80/836/EURATOM vom 15.7.1980 (ABI.EG 1980, Nr. L246),

- Richtlinie 84/467/EURATOM vom 3.9.1984 (ABl. EG 1984, Nr. L265),
 - Neufassung mit Berücksichtigung der ICRP 60 in Richtlinie 96/29/EURATOM vom 13. Mai 1996 (ABl. EG 1996, Nr. L159)
- 1F-20 Richtlinie 90/641/EURATOM des Rates vom 4. Dezember 1990 über den **Schutz externer Arbeitskräfte**, die einer Gefährdung durch ionisierende Strahlung bei Einsatz im **Kontrollbereich** ausgesetzt sind (ABl. EG 1990, Nr. L349)
- 1F-21 Richtlinie 94/33/EG des Rates vom 22. Juni 1994 über **Jugendarbeitsschutz** (ABl. EG 1994, Nr. L216)
- 1F-22 Richtlinie 2003/122/EURATOM des Rates vom 22. Dezember 2003 zur **Kontrolle hochradioaktiver Strahlenquellen und herrenloser Strahlenquellen** (ABl. EG 2003, Nr. L346)

Radiologische Notfälle

- 1F-29 Richtlinie 89/618/EURATOM des Rates vom 27. November 1989 über die **Unterrichtung der Bevölkerung** über die bei einer radiologischen Notstandssituation geltenden Verhaltensmaßregeln und zu ergreifenden Gesundheitsschutzmaßnahmen (ABl. EG 1989, Nr. L357)
- Mitteilung der Kommission betreffend die Durchführung der Richtlinie 89/618/EURATOM (ABl. EG 1991, Nr. C103)
- 1F-30 Verordnungen zur Festlegung von **Höchstwerten an Radioaktivität** in Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Fall eines nuklearen Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation:
- Ratsverordnung (EURATOM) 3954/87 vom 22.12.1987 (ABl. EG 1987, Nr. L371) geändert durch Ratsverordnung (EURATOM) 2218/89 vom 18.7.1989 (ABl. EG 1989, Nr. L211),
 - Kommissionsverordnung (EURATOM) 944/89 vom 12.4.89 (ABl. EG 1989, Nr. L101),
 - Kommissionsverordnung (EURATOM) 770/90 vom 29.3.1990 (ABl. EG 1990, Nr. L83)
- 1F-31 Ratsverordnung (EWG) 2219/89 vom 18.7.1989 über **besondere Bedingungen für die Ausfuhr** von Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Falle eines **nuklearen Unfalls** oder einer anderen radiologischen Notstandssituation (ABl. EG 1989, Nr. L211)
- 1F-32 Ratsverordnung (EWG) 3955/87 vom 22. Dezember 1987 über die **Einfuhrbedingungen** für landwirtschaftliche Erzeugnisse mit Ursprung in Drittländern **nach dem Unfall** im Kernkraftwerk **Tschernobyl** (ABl. EG 1987, Nr. L371), mit diversen Verordnungen und Durchführungsbestimmungen

2 Allgemeine Verwaltungsvorschriften

- 2-1 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung: **Ermittlung der Strahlenexposition** durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen vom 21. Februar 1990 (BAnz. 1990, Nr. 64a), in Überarbeitung
- 2-2 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 62 Abs. 2 Strahlenschutzverordnung (**AVV Strahlenpaß**) vom 3. Mai 1990 (BAnz. 1990, Nr. 94a), in Überarbeitung
- 2-3 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Ausführung des Gesetzes über die **Umweltverträglichkeitsprüfung** (UVPVwV) vom 18. September 1995 (GMBI. 1995, Nr. 32)
- 2-4 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zum Integrierten Meß- und Informationssystem nach dem **Strahlenschutzvorsorgegesetz** (AVV-IMIS) vom 27. September 1995 (BAnz. 1995, Nr. 200a)

3 Bekanntmachungen des Bundesumweltministeriums und des vormals zuständigen Bundesinnenministeriums

- 3-1 Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21.10.1977 (BAnz. 1977, Nr. 206)

- 3-2 Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal vom 14.4.1993 (GMBI. 1993, Nr. 20)
- 3-3 Richtlinie für den Fachkundenachweis von Forschungsreaktorpersonal vom 16.2.1994 (GMBI. 1994, Nr. 11)
- 3-4 Richtlinien über die Anforderungen an Sicherheitsspezifikationen für Kernkraftwerke vom 27.4.1976 (GMBI. 1976, S. 199)
- 3-5 Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor vom 26.7.1976 (GMBI. 1976, S. 418)
- 3-6 Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierten Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände vom 13.9.1976 (BANz. 1976, Nr. 179)
- 3-7-1 Zusammenstellung der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen (ZPI) vom 20.10.1982 (BANz. 1983, Nr. 6a)
- 3-7-2 Zusammenstellung der zur bauaufsichtlichen Prüfung kerntechnischer Anlagen erforderlichen Unterlagen vom 6.11.1981 (GMBI. 1981, S. 518)
- 3-8 Grundsätze für die Vergabe von Unteraufträgen durch Sachverständige vom 29.10.1981 (GMBI. 1981, S. 517)
- 3-9-1 Grundsätze zur Dokumentation technischer Unterlagen durch Antragsteller /Genehmigungsinhaber bei Errichtung, Betrieb und Stilllegung von Kernkraftwerken vom 19.2.1988 (BANz. 1988, Nr. 56)
- 3-9-2 Anforderungen an die Dokumentation bei Kernkraftwerken vom 5.8.1982 (GMBI. 1982, S. 546)
- 3-12 Bewertungsdaten für Kernkraftwerksstandorte vom 11. Juni 1975 (Umwelt 1975, Nr. 43)
- 3-13 Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk vom 20.4.1983 (GMBI. 1983, S. 220), in Überarbeitung
- 3-15
 1. Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen vom 9.8.1999 (GMBI. 1999, Nr. 28/29)
 2. Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden vom 9.8.1999 (GMBI. 1999, Nr. 28/29)
- 3-23 Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) vom 30.6.1993 (GMBI. 1993, Nr. 29) , in Überarbeitung
- 3-23-2 ergänzt um die Anhänge B und C vom 20.12.1995 (GMBI. 1996, Nr. 9/10), in Überarbeitung
- 3-24 Richtlinie über Dichtheitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen vom 20.8.1996 (GMBI. 1996, Nr. 35), in Überarbeitung
- 3-25 Grundsätze zur Entsorgungsvorsorge für Kernkraftwerke vom 19.3.1980 (BANz. 1980, Nr. 58)
- 3-27 Richtlinie über die Gewährleistung der notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb von Kernkraftwerken sonst tätigen Personen vom 30.11.2000 (GMBI. 2001, S. 153)
- 3-31 Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken vom 27.12.1976 (GMBI. 1977, S. 48)
- 3-32 Änderung der Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken vom 18.10.1977 (GMBI. 1977, S. 664)
- 3-33 Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV (Störfall-Leitlinien) vom 18.10.1983 (BANz. 1983, Nr. 245a)
Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV vom 18.10.1983 (BANz. 1983, Nr. 245a), Neufassung des Kapitels 4 "Berechnung der Strahlenexposition" vom 29. Juni 1994 (BANz. 1994, Nr. 222a), in Überarbeitung
- 3-34 Rahmenrichtlinie über die Gestaltung von Sachverständigengutachten in atomrechtlichen Verwaltungsverfahren vom 15.12.1983 (GMBI. 1984, S. 21)

- 3-37-1 Empfehlung über den Regelungsinhalt von Bescheiden bezüglich der Ableitung radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor vom 8.8.1984 (GMBI. 1984, S. 327)
- 3-38 Richtlinie für Programme zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken vom 1.9.1993 (GMBI. 1993, Nr. 36)
- 3-39 Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken vom 23.4.1996 (GMBI. 1996, Nr. 26)
- 3-40 Richtlinie über die Fachkunde im Strahlenschutz vom 17.9.1982 (GMBI. 1982, S. 592), in Überarbeitung
- 3-41 Richtlinie für das Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten in Kernkraftwerken vom 1.6.1978 (GMBI. 1978, S. 342), in Überarbeitung
- 3-42 Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen (§§ 62, 63, 63a StrlSchV; §§35, 35a RöV) vom 20.12.1993 (GMBI. 1994, Nr. 7), in Überarbeitung
- 3-42-1 Richtlinie für die Ermittlung der Körperdosen bei innerer Strahlenexposition gemäß den §§ 63 und 63a der Strahlenschutzverordnung (Berechnungsgrundlage) vom 13. März 1997 (BAnz. 1997, Nr. 122a), in Überarbeitung
- Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsarbeiten in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor;
- 3-43 Teil I: Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge vom 10.7.1978 (GMBI. 1978, S. 418), in Überarbeitung
- 3-43-1 Teil II: Die Strahlenschutzmaßnahmen während der Inbetriebsetzung und des Betriebs der Anlage vom 4.8.1981 (GMBI. 1981, S. 363), in Überarbeitung
- 3-44 Kontrolle der Eigenüberwachung radioaktiver Emissionen aus Kernkraftwerken vom 5.2.1996 (GMBI. 1996, Nr. 9/10)
- 3-49 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke; Einzelfehlerkonzept - Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums vom 2.3.1984 (GMBI. 1984, S. 208)
- 3-50 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 17.5.1979 (GMBI. 1979, S. 161) zu Sicherheitskriterium 2.6: Einwirkungen von außen zu Sicherheitskriterium 8.5: Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitseinschluß
- 3-51 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 28.11.1979 (GMBI. 1980, S. 90) zu Sicherheitskriterium 2.2: Prüfbarkeit zu Sicherheitskriterium 2.3: Strahlenbelastung in der Umgebung zu Sicherheitskriterium 2.6: Einwirkungen von außen zu Sicherheitskriterium 2.7: Brand- und Explosionsschutz ergänzende Interpretation zu Sicherheitskriterium 4.3: Nachwärmeabfuhr nach Kühlmittelverlusten
- 3-52-2 Meldung meldepflichtiger Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen (RS I 5 - 14009/13, Mai 1993)
- Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen (2/91 ersetzt durch die überarbeitete Fassung 12/97)
 - Zusammenstellung der in den Meldekriterien verwendeten Begriffen (Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen) (2/91)
 - Meldeformular (Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen) (12/92)
- 3-52-3 Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen, die nicht der Spaltung von Kernbrennstoffen dienen (1/97)
- Meldeformular (Anlagen die nicht der Spaltung von Kernbrennstoffen dienen) (12/92)
- 3-52-4 Meldung eines Befundes bzgl. Kontamination oder Dosisleistung bei der Beförderung von entleerten Brennelement-Behältern, Behältern mit bestrahlten Brennelementen und Behältern mit verglasten hochradioaktiven Spaltproduktlösungen (8/00)
- Meldeformular (Behälter) (7/00)
- 3-52-5 Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen - für die Anwendung in Forschungsreaktoren (11/92)
- 3-53 Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals in Forschungsreaktoren vom 14. November 1997 (GMBI. 1997, Nr. 42)
- 3-54 Rahmenempfehlung für die Fernüberwachung von Kernkraftwerken vom 6.10.1980 (GMBI. 1980, S 577)

- 3-54-1 Empfehlung zur Berechnung der Gebühr nach § 5 AtKostV für die Fernüberwachung von Kernkraftwerken (KFÜ) vom 21.1.1983 (GMBI. 1983, S. 146)
- 3-57 Anforderungen an den Objektsicherungsdienst und an Objektsicherungsbeauftragte in kerntechnischen Anlagen der Sicherungskategorie I vom 8.4.1986 (GMBI. 1986, S. 242)
- 3-57-3 Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter vom 6.12.1995 (GMBI. 1996, Nr. 2, ohne Wortlaut)
- 3-59 Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die nicht an eine Landessammelstelle abgeliefert werden vom 16.1.1989 (BAnz. 1989, Nr. 63a), letzte Ergänzung vom 14.1.1994 (BAnz. 1994, Nr. 19), in Überarbeitung
- 3-61 Richtlinie für die Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten in Kernkraftwerken und sonstigen Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen vom 10.12.1990 (GMBI. 1991, S. 56)
- 3-62 Richtlinie über Maßnahmen für den Schutz von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs und sonstigen kerntechnischen Einrichtungen gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen zugangsberechtigter Einzelpersonen vom 28.1.1991 (GMBI. 1991, S. 228)
- 3-65 Anforderungen an Lehrgänge zur Vermittlung kerntechnischer Grundlagenkenntnisse für verantwortliches Schichtpersonal in Kernkraftwerken - Anerkennungskriterien vom 10. Oktober 1994
- 3-66 Meldung an die Behörden der Mitgliedstaaten auf dem Gebiet der Sicherungsmaßnahmen gemäß Artikel 79 Abs. 2 des EURATOM-Vertrages vom 12.8.1991 (BAnz. 1991, Nr. 158)
- 3-67 Richtlinie über Anforderungen an Personendosismeßstellen nach Strahlenschutz- und Röntgenverordnung vom 10.12.2001 (GMBI. 2002, Nr. 6)
- 3-69 Richtlinie für die Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz Teil I: Meßprogramm für den Normalbetrieb (Routinemeßprogramm) vom 28. Juli 1994 (GMBI. 1994, Nr. 32), in Überarbeitung
- 3-69-2 Teil II: Meßprogramm für den Intensivbetrieb (Intensivmeßprogramm) vom 19. Januar 1995 (GMBI. 1995, Nr. 14), in Überarbeitung
- 3-71 Richtlinie für die Fachkunde von verantwortlichen Personen in Anlagen zur Herstellung von Brennelementen für Kernkraftwerke vom 30. November 1995 (GMBI. 1996, Nr. 2)
- 3-72 Richtlinie über Anforderungen an Inkorporationsmeßstellen vom 30. September 1996 (GMBI. 1996, Nr. 46), in Überarbeitung
- 3-73 Leitfaden zur Stilllegung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes vom 14. Juni 1996 (BAnz. 1996, Nr. 211a), in Überarbeitung
- 3-74-1 Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, in Überarbeitung
- Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsprüfung für Kernkraftwerke
- Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse
- Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse
Bekanntmachung vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a)
- 3-74-2 - Leitfaden Deterministische Sicherheitsanalyse
Bekanntmachung vom 25. Juni 1998 (BAnz. 1998, Nr. 153)
- 3-79 Schadensvorsorge außerhalb der Auslegungsstörfälle, RdSchr. des BMU vom 15. Juli 2003

4 Empfehlungen der RSK

- 4-1 RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981 (BAnz. 1982, Nr. 69a) mit den Änderungen in Abschn. 21.1 (BAnz. 1984, Nr. 104), in Abschn. 21.2 (BAnz. 1983, Nr. 106) und in Abschn. 7 (BAnz. 1996, Nr. 158a) mit Berichtigung (BAnz. 1996, Nr. 214) und den Anhängen vom 25. April 1979 zu Kapitel 4.2 der 2. Ausgabe der RSK-LL vom 24. Januar 1979 (BAnz. 1979, Nr. 167a)
Anhang 1: Auflistung der Systeme und Komponenten, auf die die Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten anzuwenden ist
Anhang 2: Rahmenspezifikation Basissicherheit; Basissicherheit von druckführenden Komponenten: Behälter, Apparate, Rohrleitungen, Pumpen und Armaturen (ausgenommen: Einbauteile, Bauteile zur Kraftübertragung und druckführende Wandungen < DN 50)

5 Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) www.kta-gs.de

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
	<u>1000 KTA-interne Verfahrensregeln</u>					
	<u>1100 Begriffe und Definitionen</u> (Begriffesammlung KTA-GS-12)	1/04	-	6/91 1/96	-	-
	<u>1200 Allgemeines, Administration, Organisation</u>					
1201 *	Anforderungen an das Betriebshandbuch	6/98	172 a 15.09.98	2/78 3/81 12/85	-	+
1202	Anforderungen an das Prüfhandbuch	6/84	191 a 09.10.84	-	15.06.99	+
	<u>1300 Radiologischer Arbeitsschutz</u>					
1301.1	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 1: Auslegung	11/84	40 a 27.02.85	-	15.06.99	+
1301.2	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 2: Betrieb	6/89	158 a 24.08.89 Berichtigung 118 29.06.91	6/82	15.06.99	+
	<u>1400 Qualitätssicherung</u>					
1401	Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung	6/96	216 a 19.11.96	2/80 12/87	19.06.01	+
1404	Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken	6/01	235 a 15.12.01	6/89	-	+
1408.1	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 1: Eignungsprüfung	6/85	203 a 29.10.85	-	19.06.01	+
1408.2	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 2: Herstellung	6/85	203 a 29.10.85 Berichtigung 229 10.12.86	-	19.06.01	+
1408.3	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 3: Verarbeitung	6/85	203 a 29.10.85	-	19.06.01	+
	<u>1500 Strahlenschutz und Überwachung</u>					
1501 *	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken	6/91	7 a 11.01.92	10/77	11.06.96	-
1502.1 *	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken; Teil 1: Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor	6/86	162 a 03.09.86 Berichtigung 195 15.10.88	-	11.06.96	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
(1502.2)	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluf von Kernkraftwerken; Teil 2: Kernkraftwerke mit Hochtemperaturreaktor	6/89	229 a 07.12.89	-	-	+
1503.1	Überwachung der Ableitung gasförmiger und an Schwebstoffen gebundener radioaktiver Stoffe; Teil 1: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb	6/02	172 a 13.09.02	2/79 6/93	-	-
1503.2	Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 1: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen	6/99	243 b 23.12.99	-	-	-
1503.3	Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 1: Überwachung der nicht mit der Kaminluft abgeleiteten radioaktiven Stoffe	6/99	243 b 23.12.99	-	-	-
1504	Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser	6/94	238 a 20.12.94 Berichtigung 216 a 19.11.96	6/78	15.06.99	+
1505	Nachweis der Eignung von Strahlungsmesseinrichtungen	11/03	26 a 07.02.04	-	-	-
1506 *	Messung der Ortsdosisleistung in Sperrbereichen von Kernkraftwerken	6/86	162 a 03.09.86 Berichtigung 229 10.12.86	-	11.06.96 1)	+
1507	Überwachung der Ableitungen gasförmiger, aerosolgebundener und flüssiger radioaktiver Stoffe bei Forschungsreaktoren	6/98	172 a 15.09.98	3/84	-	-
1508 *	Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre	9/88	37 a 22.02.89	-	20.06.00	+
	<u>2100 Gesamtanlage</u>					
2101.1	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes	12/00	106 a 09.06.01	12/85	-	+
2101.2	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 2: Brandschutz an baulichen Anlagen	12/00	106 a 09.06.01	-	-	+
2101.3	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 3: Brandschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen	12/00	106 a 09.06.01	-	-	+
2103	Explosionsschutz in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Allgemeine und fallbezogene Anforderungen)	6/00	231 a 08.12.00	6/89	-	+
	<u>2200 Einwirkungen von außen</u>					
2201.1	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze	6/90	20 a 30.01.91	6/75	20.06.00	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
2201.2	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 2: Baugrund	6/90	20 a 30.01.91	11/82	20.06.00	+
2201.4	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 4: Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile	6/90	20 a 30.01.91 Berichtigung 115 25.06.96	-	20.06.00	+
2201.5	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 5: Seismische Instrumentierung	6/96	216 a 19.11.96	6/77 6/90	19.06.01	+
2201.6	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 6: Maßnahmen nach Erdbeben	6/92	36 a 23.02.93	-	18.06.02	+
2206	Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen	6/00	159 a 24.08.00	6/92	-	-
2207 *	Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser	6/92	36 a 23.02.93	6/82	-	+
<u>2500 Bautechnik</u>						
2501	Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken	6/02	172 a 13.09.02	9/88	-	-
2502	Mechanische Auslegung von Brennelementlagerbecken in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/90	20 a 30.01.91	-	20.06.00	+
<u>3000 Systeme allgemein</u>						
<u>3100 Reaktorkern und Reaktorregelung</u>						
3101.1 *	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung	2/80	92 20.05.80	-	20.06.00 2)	+
3101.2 *	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme	12/87	44 a 04.03.88	-	10.06.97	+
(3102.1)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte	6/78	189 a 06.10.78	-	15.06.93	+
(3102.2)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 2: Wärmeübergang im Kugelhaufen	6/83	194 14.10.83	-	15.06.93	+
(3102.3)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 3; Reibungsdruckverlust in Kugelhaufen	3/81	136 a 28.07.81	-	15.06.93	+
(3102.4)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 4: Thermohydraulisches Berechnungsmodell für stationäre und quasistationäre Zustände im Kugelhaufen	11/84	40 a 27.02.85 Berichtigung 124 07.07.89	-	15.06.93	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
(3102.5)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 5: Systematische und statistische Fehler bei der thermohydraulischen Kernauslegung des Kugelhaufenreaktors	6/86	162 a 03.09.86	-	15.06.93	+
3103	Abschaltsysteme von Leichtwasserreaktoren	3/84	145 a 04.08.84	-	15.06.99	+
3104	Ermittlung der Abschaltreaktivität	10/79	19 a 29.01.80	-	15.06.99	+
<u>3200 Primär- und Sekundärkreis</u>						
3201.1	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen	6/98	170 a 11.09.98	2/79 11/82 6/90	-	+
3201.2 *	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/96	216 a 19.11.96	10/80 3/84	-	+
3201.3 *	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 3: Herstellung	6/98	219 a 20.11.98	10/79 12/87	-	+
3201.4 *	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung	6/99	200 a 22.10.99	6/82 6/90	-	+
3203	Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren	6/01	235 a 12.12.01	-	-	+
3204 *	Reaktordruckbehälter-Einbauten	6/98	236 a 15.12.98	3/84	-	-
			Berichtigung 129 13.07.00 136 22.07.00			
3205.1	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 1: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für Primärkreis-komponenten in Leichtwasserreaktoren	6/02	189 a 10.10.02	6/82 6/91	-	-
3205.2	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 2: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Systemen außerhalb des Primärkreises	6/90	41 a 28.02.91	-	20.06.02	+
3205.3	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 3: Serienmäßige Standardhalterungen	6/89	229 a 07.12.89	-	15.06.99	+
			Berichtigung 111 17.06.94			
3211.1	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 1: Werkstoffe	6/00	194 a 14.10.00	6/91	-	+
			Berichtigung 132 19.07.01			
3211.2 *	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/92	165 a 03.09.93	-	-	+
			Berichtigung 111 17.06.94			

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
3211.3	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 3: Herstellung	11/03	26 a 07.02.04	6/90	-	-
3211.4	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung	6/96	216 a 19.11.96	-	19.06.01	+
<u>3300 Wärmeabfuhr</u>						
3301	Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren	11/84	40 a 27.02.85	-	15.06.99 3)	+
3303	Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/90	41 a 28.02.91	-	20.06.00 2)	+
<u>3400 Sicherheitseinschluß</u>						
3401.1 *	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen	9/88	37 a 22.02.89	6/80 11/82	16.06.98	-
3401.2	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/85	203 a 29.10.85	6/80	20.06.00	+
3401.3 *	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 3: Herstellung	11/86	44 a 05.03.87	10/79	10.06.97	+
3401.4	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen	6/91	7 a 11.01.92	3/81	19.06.01	-
3402	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken - Personenschleusen	11/76	38 24.02.77	-	15.06.99	+
3403	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken	10/80	44 a 05.03.81	11/76	19.06.01	+
3404	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen von Betriebssystemen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in den Reaktorsicherheitsbehälter	9/88	37 a 22.02.89 Berichtigung 119 30.06.90	-	16.06.98	+
3405	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode	2/79	133 a 20.07.79	-	15.06.99	+
3407	Rohrdurchführungen durch den Reaktorsicherheitsbehälter	6/91	113 a 23.06.92	-	19.06.01	+
3409	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken - Materialschleusen	6/79	137 26.07.79	-	15.06.99	+
3413	Ermittlung der Belastungen für die Auslegung des Volldrucksicherheitsbehälters gegen Störfälle innerhalb der Anlage	6/89	229 a 07.12.89	-	15.06.99	+
<u>3500 Instrumentierung und Reaktorschutz</u>						
3501	Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems	6/85	203 a 29.10.85	3/77	20.06.00	+
3502	Störfallinstrumentierung	6/99	243 b 23.12.99	11/82 11/84	-	-

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
3503 *	Typprüfung von elektrischen Baugruppen des Reaktorschutzsystems	11/86	93 a 20.05.87	6/82	10.06.97	-
3504 *	Elektrische Antriebe des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	9/88	37 a 22.02.89	-	16.06.98	-
3505 *	Typprüfung von Meßwertgebern und Meßumformern des Reaktorschutzsystems	11/84	40 a 27.02.85	-	10.06.97	+
3506	Systemprüfung der leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	11/84	40 a 27.02.85	-	18.06.02	+
3507	Werksprüfungen, Prüfungen nach Instandsetzung und Nachweis der Betriebsbewährung für leittechnische Einrichtungen des Sicherheitssystems	6/02	27 a 08.02.03	11/86	-	-
<u>3600 Aktivitätskontrolle und -führung</u>						
3601 *	Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken	6/90	41 a 28.02.91	-	13.06.95 4)	-
3602	Lagerung und Handhabung von Brennelementen und zugehörigen Einrichtungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	11/03	26 a 07.02.04	6/82 6/84 6/90	-	-
3603	Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken	6/91	7 a 11.01.92	2/80	19.06.01 4)	+
3604 *	Lagerung, Handhabung und innerbetrieblicher Transport radioaktiver Stoffe (mit Ausnahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken	6/83	194 14.10.83	-	14.06.94	+
3605	Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/89	229 a 07.12.89	-	15.06.99	+
<u>3700 Energie- und Medienversorgung</u>						
3701	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	3701.1 (6/78) 3701.2 (6/82) 6/97	-	+
3702	Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken	6/00	159 a 24.08.00	3702.1 (6/88) 3702.2 (6/91)	-	-
3703	Notstromanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	6/86	-	+
3704	Notstromanlagen mit Gleichstrom-Wechselstrom-Umformern in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	6/84	-	+
3705	Schaltanlagen, Transformatoren und Verteilungsnetze zur elektrischen Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	9/88	-	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
3706	Sicherstellung des Erhalts der Kühlmittelverlust-Störfallfestigkeit von Komponenten der Elektro- und Leittechnik in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke	6/00	159 a 24.08.00	-	-	-
	<u>3900 Systeme, sonstige</u>					
3901 *	Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke	3/81	136 a 28.07.81 Berichtigung 155 22.08.81	3/77	11.06.96	+
3902	Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken	6/99	144 a 05.08.99	11/75 6/78 11/83 6/92	-	+
3903	Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken	6/99	144 a 05.08.99	11/82 6/93	-	+
3904 *	Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken	9/88	37 a 22.02.89	-	16.06.98	+
3905	Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken	6/99	200 a 22.10.99	6/94	-	+
<p>* Regel in Überarbeitung</p> <p>() HTR-Regel, die nicht mehr in die Überprüfung gemäß Abschnitt 5.2 der Verfahrensordnung des KTA einbezogen und nicht mehr über die Carl Heymanns Verlag KG beziehbar ist.</p> <p>1) Diese Regel soll nach Überarbeitung der Regel KTA 1501 zurückgezogen werden.</p> <p>2) Der KTA hat auf seiner 54. Sitzung am 20.06.00 zusätzlich beschlossen, dass nach Vorliegen der Entwürfe (Gründrucke) zu den KTA-Basisregeln KTA-BR 1 und KTA-BR 2 ein Änderungsverfahren für diese Regel einzuleiten ist.</p> <p>3) Der KTA hat auf seiner 43. Sitzung am 27.06.89 "Hinweise für den Benutzer der Regel KTA 3301 (11/84)" beschlossen.</p> <p>4) In dieser Regel wurden die HTR-Festlegungen gestrichen.</p>						

Text der Konvention

Text der Konvention

CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY

Text

Preamble

THE CONTRACTING PARTIES

- i) Aware of the importance to the international community of ensuring that the use of nuclear energy is safe, well regulated and environmentally sound;
- ii) Reaffirming the necessity of continuing to promote a high level of nuclear safety worldwide;
- iii) Reaffirming that responsibility for nuclear safety rests with the State having jurisdiction over a nuclear installation;
- iv) Desiring to promote an effective nuclear safety culture;
- v) Aware that accidents at nuclear installations have the potential for transboundary impacts;
- vi) Keeping in mind the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material (1979), the Convention on Early Notification of a Nuclear Accident (1986), and the Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency (1986);
- vii) Affirming the importance of international co-operation for the enhancement of nuclear safety through existing bilateral and multilateral mechanisms and the establishment of this incentive Convention;
- viii) Recognizing that this Convention entails a commitment to the application of fundamental safety principles for nuclear installations rather than of detailed safety standards and that there are internationally formulated safety guidelines which are updated from time to time and so can provide guidance on contemporary means of achieving a high level of safety;
- ix) Affirming the need to begin promptly the development of an international convention on the safety of radioactive waste management as soon as the ongoing process to develop waste management safety fundamentals has resulted in broad international agreement;
- x) Recognizing the usefulness of further technical work in connection with the safety of other parts of the nuclear fuel cycle, and that this work may, in time, facilitate the development of current or future international instruments;

HAVE AGREED as follows:

ÜBEREINKOMMEN ÜBER NUKLEARE SICHERHEIT

Text in deutscher Übersetzung

Präambel

DIE VERTRAGSPARTEIEN

- i) im Bewußtsein der Bedeutung, die der Gewährleistung einer sicheren, gut geregelten und umweltverträglichen Nutzung der Kernenergie für die internationale Staatengemeinschaft zukommt;
- ii) in erneuter Bekräftigung der Notwendigkeit, weiterhin einen hohen Stand nuklearer Sicherheit weltweit zu fördern;
- iii) in erneuter Bekräftigung dessen, daß die Verantwortung für die nukleare Sicherheit bei dem Staat liegt, dem die Hoheitsgewalt über eine Kernanlage zukommt;
- iv) in dem Wunsch, eine wirksame nukleare Sicherheitskultur zu fördern;
- v) in dem Bewußtsein, daß Unfälle in Kernanlagen grenzüberschreitende Auswirkungen haben können;
- vi) eingedenk des Übereinkommens von 1979 über den physischen Schutz von Kernmaterial des Übereinkommens von 1986 über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen und des Übereinkommens von 1986 über Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen oder radiologischen Notfällen;
- vii) in Bekräftigung der Bedeutung internationaler Zusammenarbeit zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit durch bestehende zweiseitige und mehrseitige Mechanismen und die Schaffung dieses wegbereitenden Übereinkommens;
- viii) in der Erkenntnis, daß dieses Übereinkommen eine Verpflichtung zur Anwendung von Grundsätzen der Sicherheit für Kernanlagen und nicht so sehr von Sicherheitsanforderungen im einzelnen schafft und daß es international ausgearbeitete Sicherheitsrichtlinien gibt, die von Zeit zu Zeit auf den neuesten Stand gebracht werden und somit richtungsweisend sein können, wie mit gegenwärtigen Möglichkeiten ein hoher Sicherheitsstand erreicht werden kann;
- ix) in Bekräftigung der Notwendigkeit, sofort mit der Ausarbeitung eines internationalen Übereinkommens über die Sicherheit im Umgang mit radioaktiven Abfällen zu beginnen, sobald der laufende Prozeß der Entwicklung von Sicherheitsgrundlagen für den Umgang mit Abfällen zu breiter internationaler Übereinstimmung geführt hat;
- x) in der Erkenntnis, daß weitere fachliche Arbeit im Zusammenhang mit der Sicherheit anderer Teile des Kernbrennstoffkreislaufs nützlich ist und daß diese Arbeit mit der Zeit die Entwicklung bestehender oder künftiger internationaler Instrumente erleichtern kann -

sind wie folgt übereingekommen:

CHAPTER 1 OBJECTIVES, DEFINITIONS AND SCOPE OF APPLICATION

ARTICLE 1 OBJECTIVES

The objectives of this Convention are:

- i) to achieve and maintain a high level of nuclear safety worldwide through the enhancement of national measures and international co-operation including, where appropriate, safety-related technical co-operation;
- ii) to establish and maintain effective defences in nuclear installations against potential radiological hazards in order to protect individuals, society and the environment from harmful effects of ionizing radiation from such installations;
- iii) to prevent accidents with radiological consequences and to mitigate such consequences should they occur.

ARTICLE 2 DEFINITIONS

For the purpose of this Convention:

- i) "nuclear installation" means for each Contracting Party any land-based civil nuclear power plant under its jurisdiction including such storage, handling and treatment facilities for radioactive materials as are on the same site and are directly related to the operation of the nuclear power plant. Such a plant ceases to be a nuclear installation when all nuclear fuel elements have been removed permanently from the reactor core and have been stored safely in accordance with approved procedures, and a decommissioning programme has been agreed to by the regulatory body.
- ii) "regulatory body" means for each Contracting Party any body or bodies given the legal authority by that Contracting Party to grant licences and to regulate the siting, design, construction, commissioning, operation or decommissioning of nuclear installations.
- iii) "licence" means any authorization granted by the regulatory body to the applicant to have the responsibility for the siting, design, construction, commissioning, operation or decommissioning of a nuclear installation.

ARTICLE 3 SCOPE OF APPLICATION

This Convention shall apply to the safety of nuclear installations.

KAPITEL 1 ZIELE, BEGRIFFSBESTIMMUNGEN UND ANWENDUNGSBEREICH

Artikel 1 Ziele

Ziele dieses Übereinkommens sind:

- i) Erreichung und Beibehaltung eines weltweit hohen Standes nuklearer Sicherheit durch Verbesserung innerstaatlicher Maßnahmen und internationaler Zusammenarbeit, gegebenenfalls einschließlich sicherheitsbezogener technischer Zusammenarbeit;
- ii) Schaffung und Beibehaltung wirksamer Abwehrvorkehrungen in Kernanlagen gegen mögliche radiologische Gefahren, um den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt vor schädlichen Auswirkungen der von solchen Anlagen ausgehenden ionisierenden Strahlung zu schützen;
- iii) Verhütung von Unfällen mit radiologischen Folgen und Milderung solcher Folgen, falls sie eintreten.

Artikel 2 Begriffsbestimmungen

Im Sinne dieses Übereinkommens bedeutet

- i) „Kernanlage“ für jede Vertragspartei jedes ortsgebundene zivile Kernkraftwerk unter ihrer Hoheitsgewalt einschließlich solcher Lagerungs-, Handhabungs- und Bearbeitungseinrichtungen für radioaktives Material, die sich auf demselben Gelände befinden und mit dem Betrieb des Kernkraftwerks unmittelbar zusammenhängen. Ein solches Werk gilt nicht mehr als Kernanlage, sobald alle nuklearen Brennelemente endgültig aus dem Reaktorkern entfernt, in Übereinstimmung mit genehmigten Verfahren sicher gelagert worden sind und die staatliche Stelle einem Stilllegungsprogramm zugestimmt hat;
- ii) „staatliche Stelle“ für jede Vertragspartei eine oder mehrere Stellen, die von dieser Vertragspartei mit der rechtlichen Befugnis ausgestattet sind, Genehmigungen zu erteilen und Standortwahl, Auslegung, Bau, Inbetriebnahme, Betrieb oder Stilllegung von Kernanlagen zu regeln;
- iii) „Genehmigung“ jede dem Antragsteller von der staatlichen Stelle erteilte Ermächtigung, die diesem die Verantwortung für Standortwahl, Auslegung, Bau, Inbetriebnahme, Betrieb und Stilllegung einer Kernanlage überträgt.

Artikel 3 Anwendungsbereich

Dieses Übereinkommen findet auf die Sicherheit von Kernanlagen Anwendung.

CHAPTER 2 OBLIGATIONS

a) General Provisions

ARTICLE 4 IMPLEMENTING MEASURES

Each Contracting Party shall take, within the framework of its national law, the legislative, regulatory and administrative measures and other steps necessary for implementing its obligations under this Convention.

ARTICLE 5 REPORTING

Each Contracting Party shall submit for review, prior to each meeting referred to in Article 20, a report on the measures it has taken to implement each of the obligations of this Convention

ARTICLE 6 EXISTING NUCLEAR INSTALLATIONS

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that the safety of nuclear installations existing at the time the Convention enters into force for that Contracting Party is reviewed as soon as possible. When necessary in the context of this Convention, the Contracting Party shall ensure that all reasonably practicable improvements are made as a matter of urgency to upgrade the safety of the nuclear installation. If such upgrading cannot be achieved, plans should be implemented to shut down the nuclear installation as soon as practically possible. The timing of the shut-down may take into account the whole energy context and possible alternatives as well as the social, environmental and economic impact.

b) Legislation and regulation

ARTICLE 7 LEGISLATIVE AND REGULATORY FRAMEWORK

1. Each Contracting Party shall establish and maintain a legislative and regulatory framework to govern the safety of nuclear installations.
2. The legislative and regulatory framework shall provide for:
 - i) the establishment of applicable national safety requirements and regulations;
 - ii) a system of licensing with regard to nuclear installations and the prohibition of the operation of a nuclear installation without a licence;
 - iii) a system of regulatory inspection and

KAPITEL 2 VERPFLICHTUNGEN

a) Allgemeine Bestimmungen

Artikel 4 Durchführungsmaßnahmen

Jede Vertragspartei trifft im Rahmen ihres innerstaatlichen Rechts die Gesetzes-, Verordnungs- und Verwaltungsmaßnahmen und unternimmt sonstige Schritte, die zur Erfüllung ihrer Verpflichtungen aus diesem Übereinkommen erforderlich sind.

Artikel 5 Berichterstattung

Jede Vertragspartei legt vor jeder in Artikel 20 bezeichneten Tagung einen Bericht über die von ihr getroffenen Maßnahmen zur Erfüllung jeder einzelnen Verpflichtung aus diesem Übereinkommen vor.

Artikel 6 Vorhandene Kernanlagen

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß die Sicherheit der Kernanlagen, die zu dem Zeitpunkt, zu dem das Übereinkommen für die Vertragspartei in Kraft tritt, vorhanden sind, sobald wie möglich überprüft wird. Sollte es sich im Zusammenhang mit diesem Übereinkommen als notwendig erweisen, stellt die Vertragspartei sicher, daß alle zumutbaren und praktisch möglichen Verbesserungen dringend vorgenommen werden, um die Sicherheit der Kernanlage zu erhöhen. Kann eine solche Verbesserung nicht erreicht werden, sollen Pläne durchgeführt werden, die Kernanlage so bald wie praktisch möglich abzuschalten. Bei der zeitlichen Festlegung der Abschaltung können der ganze energiewirtschaftliche Zusammenhang und mögliche Alternativen sowie die sozialen, umweltbezogenen und wirtschaftlichen Auswirkungen berücksichtigt werden.

b) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

Artikel 7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

- (1) Jede Vertragspartei schafft einen Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug zur Regelung der Sicherheit der Kernanlagen und erhält diesen aufrecht.
- (2) Der Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug sieht folgendes vor:
 - i) die Schaffung einschlägiger innerstaatlicher Sicherheitsvorschriften und -regelungen;
 - ii) ein Genehmigungssystem für Kernanlagen und das Verbot des Betriebs einer Kernanlage ohne Genehmigung;
 - iii) ein System für behördliche Prüfung und Beurteilung

assessment of nuclear installations to ascertain compliance with applicable regulations and the terms of licences;

iv) the enforcement of applicable regulations and of the terms of licences, including suspension, modification or revocation.

von Kernanlagen, um feststellen zu können, ob die einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen eingehalten werden;

iv) die Durchsetzung der einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen, einschließlich Aussetzung, Änderung oder Widerruf.

ARTICLE 8 REGULATORY BODY

1. Each Contracting Party shall establish or designate a regulatory body entrusted with the implementation of the legislative and regulatory framework referred to in Article 7, and provided with adequate authority, competence and financial and human resources to fulfil its assigned responsibilities.

2. Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure an effective separation between the functions of the regulatory body and those of any other body or organization concerned with the promotion or utilization of nuclear energy.

Artikel 8 Staatliche Stelle

(1) Jede Vertragspartei errichtet oder bestimmt eine staatliche Stelle, die mit der Durchführung des in Artikel 7 bezeichneten Rahmens für Gesetzgebung und Vollzug betraut und mit entsprechenden Befugnissen, Zuständigkeiten, Finanzmitteln und Personal ausgestattet ist, um die ihr übertragenen Aufgaben zu erfüllen.

(2) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um eine wirksame Trennung der Aufgaben der staatlichen Stelle von denjenigen anderer Stellen oder Organisationen, die mit der Förderung oder Nutzung von Kernenergie befaßt sind, zu gewährleisten.

ARTICLE 9 RESPONSIBILITY OF THE LICENCE HOLDER

Each Contracting Party shall ensure that prime responsibility for the safety of a nuclear installation rests with the holder of the relevant licence and shall take the appropriate steps to ensure that each such licence holder meets its responsibility.

Artikel 9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers

Jede Vertragspartei stellt sicher, daß die Verantwortung für die Sicherheit einer Kernanlage in erster Linie dem jeweiligen Genehmigungsinhaber obliegt; sie trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß jeder Inhaber einer solchen Genehmigung seiner Verantwortung nachkommt.

c) General Safety Considerations

c) Allgemeine Sicherheitsüberlegungen

ARTICLE 10 PRIORITY TO SAFETY

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that all organizations engaged in activities directly related to nuclear installations shall establish policies that give due priority to nuclear safety.

Artikel 10 Vorrang der Sicherheit

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß alle Organisationen, die mit Tätigkeiten in unmittelbarem Zusammenhang mit Kernanlagen befaßt sind, Leitlinien entwickeln, die der nuklearen Sicherheit den gebotenen Vorrang einräumen.

ARTICLE 11 FINANCIAL AND HUMAN RESOURCES

1. Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that adequate financial resources are available to support the safety of each nuclear installation throughout its life.

2. Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that sufficient numbers of qualified staff with appropriate education, training and retraining are available for all safety-related activities in or for each nuclear installation, throughout its life.

Artikel 11 Finanzmittel und Personal

(1) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß angemessene Finanzmittel zur Verfügung stehen, um die Sicherheit jeder Kernanlage während ihrer gesamten Lebensdauer zu unterstützen.

(2) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß während der gesamten Lebensdauer jeder Kernanlage eine ausreichende Anzahl von qualifiziertem Personal mit entsprechender Ausbildung, Schulung und Wiederholungsschulung für alle sicherheitsbezogenen Tätigkeiten in jeder oder für jede Kernanlage zur Verfügung steht.

ARTICLE 12 HUMAN FACTORS

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that the capabilities and limitations of human performance are taken into account throughout the life of a nuclear installation.

Artikel 12 Menschliche Faktoren

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß die Fähigkeiten und Grenzen menschlichen Handelns während der gesamten Lebensdauer einer Kernanlage Berücksichtigung finden.

ARTICLE 13 QUALITY ASSURANCE

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that quality assurance programmes are established and implemented with a view to providing confidence that specified requirements for all activities important to nuclear safety are satisfied throughout the life of a nuclear installation.

Artikel 13 Qualitätssicherung

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß Programme zur Qualitätssicherung aufgestellt und durchgeführt werden, die das Vertrauen vermitteln, daß den besonderen Anforderungen aller für die nukleare Sicherheit bedeutsamen Tätigkeiten während der gesamten Lebensdauer einer Kernanlage Genüge getan wird.

ARTICLE 14 ASSESSMENT AND VERIFICATION OF SAFETY

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that:

- i) comprehensive and systematic safety assessments are carried out before the construction and commissioning of a nuclear installation and throughout its life. Such assessments shall be well documented, subsequently updated in the light of operating experience and significant new safety information, and reviewed under the authority of the regulatory body;
- ii) verification by analysis, surveillance, testing and inspection is carried out to ensure that the physical state and the operation of a nuclear installation continue to be in accordance with its design, applicable national safety requirements, and operational limits and conditions.

Artikel 14 Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) daß umfassende und systematische Sicherheitsbewertungen sowohl vor dem Bau und der Inbetriebnahme einer Kernanlage als auch während ihrer gesamten Lebensdauer vorgenommen werden. Solche Bewertungen sind gut zu dokumentieren, in der Folge im Licht betrieblicher Erfahrungen und bedeutender neuer Sicherheitsinformationen auf den neuesten Stand zu bringen und im Auftrag der staatlichen Stelle zu überprüfen;
- ii) daß Nachprüfungen durch Analyse, Überwachung, Erprobung und Prüfung vorgenommen werden, um sicherzustellen, daß der physische Zustand und der Betrieb einer Kernanlage seiner Auslegung, den geltenden innerstaatlichen Sicherheitsanforderungen sowie den betrieblichen Grenzwerten und Bedingungen weiterhin entsprechen.

ARTICLE 15 RADIATION PROTECTION

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that in all operational states the radiation exposure to the workers and the public caused by a nuclear installation shall be kept as low as reasonably achievable and that no individual shall be exposed to radiation doses which exceed prescribed national dose limits.

Artikel 15 Strahlenschutz

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß die von einer Kernanlage ausgehende Strahlenbelastung für die Beschäftigten und die Öffentlichkeit in sämtlichen Betriebsphasen so gering wie vernünftigerweise erzielbar gehalten wird und daß niemand einer Strahlendosis ausgesetzt wird, welche die innerstaatlich vorgeschriebenen Grenzwerte überschreitet.

ARTICLE 16 EMERGENCY PREPAREDNESS

1. Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that there are on-site and off-site emergency plans that are routinely tested for nuclear installations and cover the activities to be carried out in the event of an emergency.

Artikel 16 Notfallvorsorge

(1) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß Notfallpläne sowohl innerhalb als auch außerhalb der Kernanlage zur Verfügung stehen, die regelmäßig erprobt werden und die im Notfall zu ergreifenden Maßnahmen enthalten.

For any new nuclear installation, such plans shall be prepared and tested before it commences operation above a low power level agreed by the

Für jede neue Kernanlage sind solche Pläne auszuarbeiten und zu erproben, bevor der Betrieb das von der staatlichen Stelle zugelassene niedrige

regulatory body.

2. Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that, insofar as they are likely to be affected by a radiological emergency, its own population and the competent authorities of the States in the vicinity of the nuclear installation are provided with appropriate information for emergency planning and response.

3. Contracting Parties which do not have a nuclear installation on their territory, insofar as they are likely to be affected in the event of a radiological emergency at a nuclear installation in the vicinity, shall take the appropriate steps for the preparation and testing of emergency plans for their territory that cover the activities to be carried out in the event of such an emergency.

Leistungsniveau übersteigt.

(2) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß ihre eigene Bevölkerung und die zuständigen Behörden der Staaten in der Nachbarschaft einer Kernanlage, soweit sie von einem strahlungsbedingten Notfall betroffen sein könnten, die entsprechenden Informationen für die Notfallplanung und -bekämpfung erhalten.

(3) Vertragsparteien, die in ihrem Gebiet keine Kernanlage haben, jedoch von einem radiologischen Notfall in einer benachbarten Kernanlage betroffen sein könnten, treffen die geeigneten Maßnahmen zur Vorbereitung und Erprobung von Notfallplänen für ihr Gebiet, welche die in einem solchen Notfall zu ergreifenden Maßnahmen enthalten.

d) Safety of Installations

ARTICLE 17 SITING

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that appropriate procedures are established and implemented:

i) for evaluating all relevant site-related factors likely to affect the safety of a nuclear installation for its projected lifetime;

ii) for evaluating the likely safety impact of a proposed nuclear installation on individuals, society and the environment;

iii) for re-evaluating as necessary all relevant factors referred to in sub-paragraphs (i) and (ii) so as to ensure the continued safety acceptability of the nuclear installation;

iv) for consulting Contracting Parties in the vicinity of a proposed nuclear installation, insofar as they are likely to be affected by that installation and, upon request providing the necessary information to such Contracting Parties, in order to enable them to evaluate and make their own assessment of the likely safety impact on their own territory of the nuclear installation.

ARTICLE 18 DESIGN AND CONSTRUCTION

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that:

i) the design and construction of a nuclear installation provides for several reliable levels and methods of protection (defense in depth) against the release of radioactive materials, with a view to preventing the occurrence of accidents and to mitigating their radiological consequences should

d) Anlagensicherheit

Artikel 17 Standortwahl

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß geeignete Verfahren geschaffen und angewendet werden,

i) um die Bewertung aller standortbezogenen einschlägigen Faktoren zu ermöglichen, welche die Sicherheit einer Kernanlage während ihrer vorgesehenen Lebensdauer beeinträchtigen könnten;

ii) um die Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit einer vorgesehenen Kernanlage auf den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt zu ermöglichen;

iii) um soweit notwendig die Neubewertung aller einschlägigen Faktoren, auf die unter den Ziffern i und ii Bezug genommen wird, zu ermöglichen, damit die Sicherheitsakzeptanz gewährleistet bleibt;

iv) um Konsultationen mit Vertragsparteien in der Nachbarschaft einer vorgesehenen Kernanlage aufnehmen zu können, soweit sie durch diese Anlage betroffen sein könnten, und um die Übermittlung der notwendigen Informationen an solche Vertragsparteien auf deren Verlangen zu ermöglichen, damit diese die mutmaßlichen Auswirkungen auf die Sicherheit ihres Gebiets selbst beurteilen und eigene Bewertungen vornehmen können.

Artikel 18 Auslegung und Bau

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

i) daß die Auslegung und der Bau einer Kernanlage mehrere zuverlässige Ebenen und Methoden zum Schutz (in die Tiefe gestaffelte Abwehr) gegen die Freisetzung radioaktiven Materials vorsehen, um Unfälle zu verhüten und, falls sie eintreten, ihre radiologischen Folgen zu mildern;

they occur;

ii) the technologies incorporated in the design and construction of a nuclear installation are proven by experience or qualified by testing or analysis;

iii) the design of a nuclear installation allows for reliable, stable and easily manageable operation, with specific consideration of human factors and the man-machine interface.

ii) daß sich die bei der Auslegung und dem Bau einer Kernanlage eingesetzten Techniken durch Erfahrung beziehungsweise durch Erprobung oder Analyse bewährt haben;

iii) daß die Auslegung einer Kernanlage den zuverlässigen, beständigen und leicht zu handhabenden Betrieb ermöglicht, wobei die menschlichen Faktoren und die Schnittstelle Mensch/Maschine besondere Berücksichtigung finden.

ARTICLE 19 OPERATION

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that:

i) the initial authorization to operate a nuclear installation is based upon an appropriate safety analysis and a commissioning programme demonstrating that the installation, as constructed, is consistent with design and safety requirements;

ii) operational limits and conditions derived from the safety analysis, tests and operational experience are defined and revised as necessary for identifying safe boundaries for operation;

iii) operation, maintenance, inspection and testing of a nuclear installation are conducted in accordance with approved procedures;

iv) procedures are established for responding to anticipated operational occurrences and to accidents;

v) necessary engineering and technical support in all safety-related fields is available throughout the lifetime of a nuclear installation;

vi) incidents significant to safety are reported in a timely manner by the holder of the relevant licence to the regulatory body;

vii) programmes to collect and analyse operating experience are established, the results obtained and the conclusions drawn are acted upon and that existing mechanisms are used to share important experience with international bodies and with other operating organizations and regulatory bodies;

viii) the generation of radioactive waste resulting from the operation of a nuclear installation is kept to the minimum practicable for the process concerned, both in activity and in volume, and any necessary treatment and storage of spent fuel and waste directly related to the operation and on the same site as that of the nuclear installation take into consideration conditioning and disposal.

Artikel 19 Betrieb

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

i) daß die Erlaubnis für den Betriebsbeginn einer Kernanlage auf einer geeigneten Sicherheitsanalyse und einem Programm zur Inbetriebnahme beruht, aus denen hervorgeht, daß die Anlage, wie sie gebaut wurde, den Auslegungs- und Sicherheitsanforderungen entspricht;

ii) daß die aus der Sicherheitsanalyse, den Erprobungen und der Betriebserfahrung hervorgehenden betrieblichen Grenzwerte und Bedingungen festgelegt und bei Bedarf überarbeitet werden, um die Grenzen eines sicheren Betriebs festzustellen;

iii) daß Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung einer Kernanlage in Übereinstimmung mit genehmigten Verfahren erfolgen;

iv) daß Verfahren festgelegt sind, um auf mögliche Betriebsstörungen und Unfälle zu reagieren;

v) daß die notwendige ingenieurtechnische und technische Unterstützung in allen sicherheitsbezogenen Bereichen während der gesamten Lebensdauer der Kernanlage zur Verfügung steht;

vi) daß für die Sicherheit bedeutsame Ereignisse vom Inhaber der entsprechenden Genehmigung der staatlichen Stelle rechtzeitig gemeldet werden;

vii) daß Programme zur Sammlung und Analyse von Betriebserfahrungen aufgestellt werden, die erzielten Ergebnisse und Schlußfolgerungen als Grundlage des Handelns dienen und daß vorhandene Mechanismen dazu genutzt werden, um wichtige Erfahrungen mit internationalen Gremien, anderen Betreiberorganisationen und staatlichen Stellen auszutauschen;

viii) daß die Erzeugung radioaktiven Abfalls durch den Betrieb einer Kernanlage sowohl hinsichtlich der Aktivität als auch des Volumens auf das für das jeweilige Verfahren mögliche Mindestmaß beschränkt wird und daß bei jeder notwendigen Behandlung und Lagerung von abgebranntem Brennstoff und Abfall, die mit dem Betrieb in unmittelbarem Zusammenhang stehen und auf demselben Gelände der Kernanlage stattfinden, Konditionierung und Beseitigung Berücksichtigung finden.

CHAPTER 3 MEETINGS OF THE CONTRACTING PARTIES

ARTICLE 20 REVIEW MEETINGS

1. The Contracting Parties shall hold meetings (hereinafter referred to as "review meetings") for the purpose of reviewing the reports submitted pursuant to Article 5 in accordance with the procedures adopted under Article 22.
2. Subject to the provisions of Article 24 sub-groups comprised of representatives of Contracting Parties may be established and may function during the review meetings as deemed necessary for the purpose of reviewing specific subjects contained in the reports.
3. Each Contracting Party shall have a reasonable opportunity to discuss the reports submitted by other Contracting Parties and to seek clarification of such reports.

ARTICLE 21 TIMETABLE

1. A preparatory meeting of the Contracting Parties shall be held not later than six months after the date of entry into force of this Convention.
2. At this preparatory meeting, the Contracting Parties shall determine the date for the first review meeting. This review meeting shall be held as soon as possible, but not later than thirty months after the date of entry into force of this Convention.
3. At each review meeting, the Contracting Parties shall determine the date for the next such meeting. The interval between review meetings shall not exceed three years.

ARTICLE 22 PROCEDURAL ARRANGEMENTS

1. At the preparatory meeting held pursuant to Article 21 the Contracting Parties shall prepare and adopt by consensus Rules of Procedure and Financial Rules. The Contracting Parties shall establish in particular and in accordance with the Rules of Procedure:
 - i) guidelines regarding the form and structure of the reports to be submitted pursuant to Article 5;
 - ii) a date for the submission of such reports;
 - iii) the process for reviewing such reports.
2. At review meetings the Contracting Parties may, if necessary, review the arrangements established pursuant to sub-paragraphs (i)-(iii) above, and adopt revisions by consensus unless otherwise provided for in the Rules of Procedure. They may also amend the Rules of Procedure and the Financial Rules, by consensus.

KAPITEL 3 TAGUNGEN DER VERTRAGSPARTEIEN

Artikel 20 Überprüfungstagungen

- (1) Die Vertragsparteien halten Tagungen (im folgenden als „Überprüfungstagungen“ bezeichnet) ab zur Überprüfung der nach Artikel 5 in Übereinstimmung mit den nach Artikel 22 angenommenen Verfahren vorgelegten Berichte.
- (2) Vorbehaltlich des Artikels 24 können aus Vertretern der Vertragsparteien zusammengesetzte Untergruppen gebildet werden, die während der Überprüfungstagungen tätig werden, sofern dies zum Zweck der Überprüfung in den Berichten enthaltener besonderer Themen als notwendig erachtet wird.
- (3) Jede Vertragspartei erhält angemessene Gelegenheit, die von anderen Vertragsparteien vorgelegten Berichte zu erörtern und Klarstellung zu diesen Berichten zu suchen.

Artikel 21 Zeitplan

- (1) Eine Vorbereitungstagung der Vertragsparteien findet spätestens sechs Monate nach Inkrafttreten dieses Übereinkommens statt.
- (2) Auf dieser Vorbereitungstagung legen die Vertragsparteien den Zeitpunkt für die erste Überprüfungstagung fest. Diese Überprüfungstagung findet so bald wie möglich statt, spätestens jedoch dreißig Monate nach Inkrafttreten dieses Übereinkommens.
- (3) Auf jeder Überprüfungstagung legen die Vertragsparteien den Zeitpunkt für die nächste Überprüfungstagung fest. Die Zeitspanne zwischen den Überprüfungstagungen darf drei Jahre nicht überschreiten.

Artikel 22 Verfahrensregelungen

- (1) Auf der nach Artikel 22 abgehaltenen Vorbereitungstagung arbeiten die Vertragsparteien eine Geschäftsordnung und Finanzregeln aus und nehmen diese durch Konsens an. Die Vertragsparteien legen insbesondere und in Übereinstimmung mit der Geschäftsordnung folgendes fest:
 - i) Richtlinien hinsichtlich Form und Gliederung der nach Artikel 5 vorzulegenden Berichte;
 - ii) den Zeitpunkt für die Vorlage der Berichte;
 - iii) das Verfahren zur Überprüfung der Berichte.
- (2) Auf den Überprüfungstagungen können die Vertragsparteien erforderlichenfalls die unter den Ziffern i bis iii des Absatzes 1 getroffenen Vereinbarungen überprüfen und Änderungen durch Konsens annehmen, sofern in der Geschäftsordnung nichts anderes vorgesehen ist. Sie können auch die Geschäftsordnung und die Finanzregeln durch Konsens ändern.

ARTICLE 23 EXTRAORDINARY MEETINGS

An extraordinary meeting of the Contracting Parties shall be held:

- i) if so agreed by a majority of the Contracting Parties present and voting at a meeting, abstentions being considered as voting; or
- ii) at the written request of a Contracting Party, within six months of this request having been communicated to the Contracting Parties and notification having been received by the secretariat referred to in Article 28, that the request has been supported by a majority of the Contracting Parties.

ARTICLE 24 ATTENDANCE

1. Each Contracting Party shall attend meetings of the Contracting Parties and be represented at such meetings by one delegate, and by such alternates, experts and advisers as it deems necessary.

2. The Contracting Parties may invite, by consensus, any intergovernmental organization which is competent in respect of matters governed by this Convention to attend, as an observer, any meeting, or specific sessions thereof. Observers shall be required to accept in writing, and in advance, the provisions of Article 27.

ARTICLE 25 SUMMARY REPORTS

The Contracting Parties shall adopt, by consensus, and make available to the public a document addressing issues discussed and conclusions reached during a meeting.

ARTICLE 26 LANGUAGES

1. The languages of meetings of the Contracting Parties shall be Arabic, Chinese, English, French, Russian and Spanish unless otherwise provided in the Rules of Procedure.

2. Reports submitted pursuant to Article 5 shall be prepared in the national language of the submitting Contracting Party or in a single designated language to be agreed in the Rules of Procedure. Should the report be submitted in a national language other than the designated language, a translation of the report into the designated language shall be provided by the Contracting Party.

3. Notwithstanding the provisions of paragraph 2, if compensated, the secretariat will assume the translation into the designated language of reports submitted in any other language of the meeting.

Artikel 23 Außerordentliche Tagungen

Eine außerordentliche Tagung der Vertragsparteien

- i) findet statt, wenn dies von der Mehrheit der auf einer Tagung anwesenden und abstimmenden Vertragsparteien vereinbart wird, wobei Enthaltungen als abgegebene Stimmen gelten,
- ii) findet statt auf schriftliches Ersuchen einer Vertragspartei innerhalb von sechs Monaten, nachdem dieses Ersuchen den Vertragsparteien übermittelt wurde und bei dem in Artikel 28 bezeichneten Sekretariat die Notifikation eingegangen ist, daß das Ersuchen von der Mehrheit der Vertragsparteien unterstützt wird.

Artikel 24 Teilnahme

(1) Jede Vertragspartei nimmt an den Tagungen der Vertragsparteien teil; sie ist durch einen Delegierten und so viele Vertreter, Sachverständige und Berater vertreten, wie sie für erforderlich hält.

(2) die Vertragsparteien können durch Konsens jede zwischenstaatliche Organisation, die für die durch dieses Übereinkommen erfaßten Angelegenheiten zuständig ist, zur Teilnahme als Beobachter an jeder Tagung oder an einzelnen Sitzungen einer Tagung einladen. Von den Beobachtern wird verlangt, zuvor die Bestimmungen des Artikel 27 schriftlich anzuerkennen.

Artikel 25 Zusammenfassende Berichte

Die Vertragsparteien nehmen durch Konsens ein Dokument an, das die auf einer Tagung erörterten Fragen und gezogenen Schlußfolgerungen enthält, und machen es der Öffentlichkeit zugänglich.

Artikel 26 Sprachen

(1) Die Sprachen auf den Tagungen der Vertragsparteien sind Arabisch, Chinesisch, Englisch, Französisch, Russisch und Spanisch, sofern in der Geschäftsordnung nichts anderes vorgesehen ist.

(2) Die nach Artikel 5 vorgelegten Berichte werden in der Landessprache der Vertragspartei abgefaßt, die den Bericht vorlegt, oder in einer einzigen in der Geschäftsordnung zu vereinbarenden bezeichneten Sprache. Sollte der Bericht in einer anderen als der bezeichneten Landessprache vorgelegt werden, stellt die Vertragspartei eine Übersetzung des Berichts in die bezeichnete Sprache zur Verfügung.

(3) Ungeachtet des Absatzes 2 wird das Sekretariat gegen Kostenerstattung die Übersetzung der in einer anderen Tagungssprache vorgelegten Berichte in die bezeichnete Sprache übernehmen.

ARTICLE 27 CONFIDENTIALITY

1. The provisions of this Convention shall not affect the rights and obligations of the Contracting Parties under their law to protect information from disclosure. For the purposes of this Article, "information" includes, inter alia, (i) personal data; (ii) information protected by intellectual property rights or by industrial or commercial confidentiality; and (iii) information relating to national security or to the physical protection of nuclear materials or nuclear installations.

2. When, in the context of this Convention, a Contracting Party provides information identified by it as protected as described in paragraph 1, such information shall be used only for the purposes for which it has been provided and its confidentiality shall be respected.

3. The content of the debates during the reviewing of the reports by the Contracting Parties at each meeting shall be confidential.

ARTICLE 28 SECRETARIAT

1. The International Atomic Energy Agency, (hereinafter referred to as the "Agency") shall provide the secretariat for the meetings of the Contracting Parties.

2. The secretariat shall:

i) convene, prepare and service the meetings of the Contracting Parties;

ii) transmit to the Contracting Parties information received or prepared in accordance with the provisions of this Convention.

The costs incurred by the Agency in carrying out the functions referred to in sub-paragraphs i) and (ii) above shall be borne by the Agency as part of its regular budget.

3. The Contracting Parties may, by consensus, request the Agency to provide other services in support of meetings of the Contracting Parties. The Agency may provide such services if they can be undertaken within its programme and regular budget. Should this not be possible, the Agency may provide such services if voluntary funding is provided from another source.

Artikel 27 Vertraulichkeit

(1) Dieses Übereinkommen läßt die Rechte und Pflichten der Vertragsparteien aus ihren Rechtsvorschriften zum Schutz von Informationen vor einer Preisgabe unberührt. Im Sinne des Artikels umfaßt der Ausdruck „Informationen“ unter anderem i) personenbezogene Daten, ii) durch Rechte des geistigen Eigentums oder durch industrielle oder gewerbliche Geheimhaltung geschützte Informationen und iii) Informationen in bezug auf die nationale Sicherheit oder den physischen Schutz von Kernmaterial oder Kernanlagen.

(2) Stellt eine Vertragspartei im Zusammenhang mit diesem Übereinkommen Informationen zur Verfügung, die sie nach der Beschreibung im Absatz 1 als geschützte Informationen eingestuft hat, so werden diese ausschließlich für die Zwecke verwendet, für die sie zur Verfügung gestellt wurden; die Vertraulichkeit dieser Informationen ist zu wahren.

(3) Der Inhalt der Debatten während der Überprüfung der Berichte durch die Vertragsparteien auf jeder Tagung ist vertraulich.

Artikel 28 Sekretariat

(1) Die Internationale Atomenergie-Organisation (im folgenden als „Organisation“ bezeichnet) stellt für die Tagungen der Vertragsparteien das Sekretariat zur Verfügung.

(2) Das Sekretariat

i) beruft die Tagungen der Vertragsparteien ein, bereitet sie vor und stellt auf den Tagungen die Dienstleistungen zur Verfügung;

ii) übermittelt den Vertragsparteien die aufgrund dieses Übereinkommens eingegangenen oder vorbereiteten Informationen.

Die der Organisation durch die unter den Ziffern i und ii genannten Aufgaben entstandenen Kosten werden von der Organisation als Teil ihres ordentlichen Haushalts getragen.

(3) Die Vertragsparteien können durch Konsens die Organisation ersuchen, weitere Dienstleistungen zur Unterstützung der Tagungen der Vertragsparteien zu erbringen. Die Organisation kann solche Dienste leisten, falls diese im Rahmen ihres Programms und ihres ordentlichen Haushalts erbracht werden können. Sollte dies nicht möglich sein, kann die Organisation solche Dienstleistungen erbringen, falls freiwillige Finanzmittel aus anderen Quellen zur Verfügung gestellt werden.

CHAPTER 4 FINAL CLAUSES AND OTHER PROVISIONS

ARTICLE 29 RESOLUTION OF DISAGREEMENTS

In the event of a disagreement between two or more Contracting Parties concerning the interpretation or application of this Convention, the Contracting Parties shall consult within the framework of a meeting of the Contracting Parties with a view to resolving the disagreement.

ARTICLE 30 SIGNATURE, RATIFICATION, ACCEPTANCE, APPROVAL, ACCESSION

1. This Convention shall be open for signature by all States at the Headquarters of the Agency in Vienna from 20 September 1994 until its entry into force.

2. This Convention is subject to ratification, acceptance or approval by the signatory States.

3. After its entry into force, this Convention shall be open for accession by all States.

4. i) This Convention shall be open for signature or accession by regional organizations of an integration or other nature, provided that any such organization is constituted by sovereign States and has competence in respect of the negotiation, conclusion and application of international agreements in matters covered by this Convention.

ii) In matters within their competence, such organizations shall, on their own behalf, exercise the rights and fulfil the responsibilities which this Convention attributes to States Parties

iii) When becoming party to this Convention, such an organization shall communicate to the Depositary referred to in Article 34, a declaration indicating which States are members thereof, which articles of this Convention apply to it, and the extent of its competence in the field covered by those articles.

iv) Such an organization shall not hold any vote additional to those of its Member States.

5. Instruments of ratification, acceptance, approval or accession shall be deposited with the Depositary.

ARTICLE 31 ENTRY INTO FORCE

1. This Convention shall enter into force on the ninetieth day after the date of deposit with the

KAPITEL 4 SCHLUSSKLAUSELN UND SONSTIGE BESTIMMUNGEN

Artikel 29 Beilegung von Meinungsverschiedenheiten

Im Fall einer Meinungsverschiedenheit zwischen zwei oder mehr Vertragsparteien über die Auslegung oder Anwendung dieses Übereinkommens konsultieren die Vertragsparteien einander im Rahmen einer Tagung der Vertragsparteien zur Beilegung dieser Meinungsverschiedenheit.

Artikel 30 Unterzeichnung, Ratifikation, Annahme, Genehmigung und Beitritt

(1) Dieses Übereinkommen liegt für alle Staaten vom 20. September 1994 bis zu seinem Inkrafttreten am Sitz der Organisation in Wien zur Unterzeichnung auf.

(2) Dieses Übereinkommen bedarf der Ratifikation, Annahme oder Genehmigung durch die Unterzeichnerstaaten.

(3) Nach seinem Inkrafttreten steht dieses Übereinkommen für alle Staaten zum Beitritt offen.

(4) i) Dieses Übereinkommen steht für regionale Organisationen mit Integrations- oder anderem Charakter zur Unterzeichnung oder zum Beitritt offen, sofern diese von souveränen Staaten gebildet sind und für das Aushandeln, den Abschluß und die Anwendung internationaler Übereinkünfte betreffend die durch das Übereinkommen erfaßten Angelegenheiten zuständig sind.

ii) Bei Angelegenheiten, die in ihren Zuständigkeitsbereich fallen, handeln diese Organisationen bei Ausübung der Rechte und Erfüllung der Pflichten, die dieses Übereinkommen den Vertragsstaaten zuweist, im eigenen Namen.

iii) Wird eine solche Organisation Vertragspartei dieses Übereinkommens, so übermittelt sie dem in Artikel 34 bezeichneten Verwahrer eine Erklärung, in der sie angibt, welche Staaten Mitglieder der Organisation sind, welche Artikel des Übereinkommens auf sie anwendbar sind und welches der Umfang ihrer Zuständigkeit in dem von diesen Artikeln geregelten Bereich darstellt.

iv) Eine solche Organisation besitzt keine zusätzliche Stimme neben den Stimmen ihrer Mitgliedsstaaten.

(5) Die Ratifikations-, Annahme-, Genehmigungs- oder Beitrittsurkunden werden beim Verwahrer hinterlegt.

Artikel 31 Inkrafttreten

(1) Dieses Übereinkommen tritt am neunzigsten Tag nach Hinterlegung der zweiundzwanzigsten Ratifikations-,

Depositary of the twenty- second instrument of ratification, acceptance or approval, including the instruments of seventeen States, each having at least one nuclear installation which has achieved criticality in a reactor core.

2. For each State or regional organization of an integration of other nature which ratifies, accepts, approves or accedes to this Convention after the date of deposit of the last instrument required to satisfy the conditions set forth in paragraph 1, this Convention shall enter into force on the ninetieth day after the date of deposit with the Depositary of the appropriate instrument by such a State or organization.

ARTICLE 32 AMENDMENTS TO THE CONVENTION

1. Any Contracting party may propose an amendment to this Convention. Proposed amendments shall be considered at a review meeting or an extraordinary meeting.

2. The text of any proposed amendment and the reasons for it shall be provided to the Depositary who shall communicate the proposal to the Contracting Parties promptly and at least ninety days before the meeting for which it is submitted for consideration. Any comments received on such a proposal shall be circulated by the Depositary to the Contracting Parties.

3. The Contracting Parties shall decide after consideration of the proposed amendment whether to adopt it by consensus, or, in the absence of consensus, to submit it to a Diplomatic Conference. A decision to submit a proposed amendment to a Diplomatic Conference shall require a two-thirds majority vote of the Contracting parties present and voting at the meeting, provided that at least one half of the Contracting Parties are present at the time of voting. Abstentions shall be considered as voting.

4. The Diplomatic Conference to consider and adopt amendments to this Convention shall be convened by the Depositary and held no later than one year after the appropriate decision taken in accordance with paragraph 3 of this Article. The Diplomatic Conference shall make every effort to ensure amendments are adopted by consensus. Should this not be possible, amendments shall be adopted with a two-thirds majority of all Contracting Parties.

5. Amendments to this Convention adopted pursuant to paragraphs 3 and 4 above shall be subject to ratification, acceptance, approval, or confirmation by the Contracting Parties and shall enter into force for those Contracting Parties which have ratified, accepted, approved or confirmed them on the ninetieth day after the receipt by the Depositary of the relevant instruments by at least three fourths of the Contracting Parties. For a Contracting Party which subsequently ratifies, accepts, approves or confirms the said amendments, the amendments will enter into force

Annahme- oder Genehmigungsurkunde beim Verwahrer in Kraft, einschließlich der Urkunden von siebzehn Staaten, von denen jeder über mindestens eine Kernanlage verfügt, bei der ein Reaktorkern einen kritischen Zustand erreicht hat.

(2) Für jeden Staat oder jede regionale Organisation mit Integrations- oder anderem Charakter, die dieses Übereinkommen nach Hinterlegung der letzten, zur Erfüllung der in Absatz 1 genannten Bedingungen notwendigen urkunde ratifizieren, annahmen,.. genehmigen oder ihm beitreten, tritt das Übereinkommen am neunzigsten Tag nach Hinterlegung der entsprechenden Urkunde beim Verwahrer durch diesen Staat oder diese Organisation in Kraft.

Artikel 32 Änderungen des Übereinkommens

(1) Jede Vertragspartei kann Änderungen dieses Übereinkommens vorschlagen. Änderungsvorschläge werden auf einer Überprüfungstagung oder einer außerordentlichen Tagung geprüft.

(2) Der Wortlaut jedes Änderungsvorschlags und die Begründung dafür werden dem Verwahrer vorgelegt, der den Vertragsparteien den Vorschlag umgehend bis spätestens neunzig Tage vor der Tagung, auf der er geprüft werden soll, übermittelt. Alle zu einem solchen Vorschlag eingegangenen Stellungnahmen werden den Vertragsparteien vom Verwahrer übermittelt.

(3) Die Vertragsparteien beschließen nach Prüfung der vorgeschlagenen Änderung, ob sie diese durch Konsens annehmen oder, falls ein Konsens nicht zustande kommt, ob sie sie einer Diplomatischen Konferenz vorlegen. Für den Beschluß, eine vorgeschlagene Änderung einer Diplomatischen Konferenz vorzulegen, ist die Zweidrittelmehrheit der auf der Tagung anwesenden und abstimmenden Vertragsparteien erforderlich, mit der Maßgabe, daß mindestens die Hälfte der Vertragsparteien zum Zeitpunkt der Abstimmung anwesend ist. Enthaltungen gelten als abgegebene Stimmen.

(4) Die Diplomatische Konferenz zur Prüfung und Annahme von Änderungen dieses Übereinkommens wird vom Verwahrer einberufen; sie findet spätestens ein Jahr nach dem diesbezüglichen Beschluß in Übereinstimmung mit Absatz 3 statt. Die Diplomatische Konferenz bemüht sich nach besten Kräften sicherzustellen, daß Änderungen durch Konsens angenommen werden. Ist dies nicht möglich, werden Änderungen mit Zweidrittelmehrheit aller Vertragsparteien angenommen.

(5) Änderungen dieses Übereinkommens, die nach den Absätzen 3 und 4 angenommen wurden, bedürfen der Ratifikation, Annahme, Genehmigung oder Bestätigung durch die Vertragsparteien; sie treten für die Vertragsparteien, die sie ratifiziert, angenommen, genehmigt oder bestätigt haben, am neunzigsten Tag nach Eingang der Entsprechenden Urkunden von mindestens drei Vierteln der Vertragsparteien beim Verwahrer in Kraft. Für eine Vertragspartei, welche die betreffenden Änderungen später ratifiziert, annimmt, genehmigt oder bestätigt, treten die Änderungen am neunzigsten Tag, nachdem die Vertragspartei die

on the ninetieth day after that Contracting Party has deposited its relevant instrument. entsprechende Urkunde hinterlegt hat, in Kraft.

ARTICLE 33 DENUNCIATION

1. Any Contracting Party may denounce this Convention by written notification to the Depositary.
2. Denunciation shall take effect one year following the date of the receipt of the notification by the Depositary, or on such later date as may be specified in the notification.

Artikel 33 Kündigung

- (1) Jede Vertragspartei kann dieses Übereinkommen durch eine an den Verwahrer gerichtete schriftliche Notifikation kündigen.
- (2) Die Kündigung wird ein Jahr nach Eingang der Notifikation beim Verwahrer oder zu einem späteren in der Notifikation festgelegten Zeitpunkt wirksam.

ARTICLE 34 DEPOSITARY

1. The Director General of the Agency shall be the Depositary of this Convention.
2. The Depositary shall inform the Contracting Parties of:
 - i) the signature of this Convention and of the deposit of instruments of ratification, acceptance, approval or accession, in accordance with Article 30;
 - ii) the date on which the Convention enters into force, in accordance with Article 31;
 - iii) the notifications of denunciation of the Convention and the date thereof, made in accordance with Article 33;
 - iv) the proposed amendments to this Convention submitted by Contracting Parties, the amendments adopted by the relevant Diplomatic Conference or by the meeting of the Contracting Parties, and the date of entry into force of the said amendments, in accordance with Article 32.

Artikel 34 Verwahrer

- (1) Der Generaldirektor der Organisation ist Verwahrer dieses Übereinkommens.
- (2) Der Verwahrer unterrichtet die Vertragsparteien
 - i) von der Unterzeichnung dieses Übereinkommens und der Hinterlegung der Ratifikations-, Annahme-, Genehmigungs- oder Beitrittsurkunden nach Artikel 30;
 - ii) von dem Inkrafttreten dieses Übereinkommens nach Artikel 31;
 - iii) von den nach Artikel 33 erfolgten Notifikationen der Kündigung dieses Übereinkommens und dem Zeitpunkt der Kündigung;
 - iv) von den von Vertragsparteien vorgelegten Änderungsvorschlägen zu diesem Übereinkommen und den auf der entsprechenden Diplomatischen Konferenz oder der Tagung der Vertragsparteien angenommenen Änderungen sowie von den Inkrafttreten der betreffenden Änderungen nach Artikel 32.

ARTICLE 35 AUTHENTIC TEXTS

The original of this Convention of which the Arabic, Chinese, English, French, Russian and Spanish texts are equally authentic, shall be deposited with the Depositary, who shall send certified copies thereof to the Contracting Parties.

In witness whereof the undersigned, being duly authorized to that effect, have signed this Convention.

Artikel 35 Verbindliche Wortlaute

Die Urschrift dieses Übereinkommens, dessen arabischer, chinesischer, englischer, französischer, russischer und spanischer Wortlaut gleichermaßen verbindlich ist, wird beim Verwahrer hinterlegt; dieser übermittelt den Vertragsparteien beglaubigte Abschriften.

Zu Urkund dessen haben die hierzu gehörig befugten Unterzeichneten dieses Übereinkommen unterschrieben.

Done at Vienna on the 20th day of September 1994. Geschehen zu Wien am 20. September 1994.