

Unterrichtung

durch die Bundesregierung

Übereinkommen über nukleare Sicherheit

Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Erste Überprüfungstagung im April 1999

Inhalt

	Seite
Einführung	5
Zu Artikel	
1-5 keine Berichtspflicht	
6 Vorhandene Kernanlagen	9
7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug	13
7 (1) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug	13
7 (2i) Sicherheitsvorschriften und -regelungen	13
7 (2ii) Genehmigungs- und Aufsichtssystem	15
7 (2iii) Behördliche Prüfung und Beurteilung (Aufsicht)	18
7 (2iv) Durchsetzung von Vorschriften und Bestimmungen	19
8 Staatliche Stelle	20
8 (1) Behörden, Gremien und Organisationen	20
8 (2) Aufgabentrennung bei Überwachung und Nutzung der Kern- energie	22
9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers	23
10 Vorrang der Sicherheit	24
11 Finanzmittel und Personal	24
11 (1) Finanzmittel	24
11 (2) Personal und Personalqualifikation	25
12 Menschliche Faktoren	29
13 Qualitätssicherung	30
14 Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit	32
14 (i) Bewertung der Sicherheit	32
14 (ii) Nachprüfung der Sicherheit	34

	Seite
15 Strahlenschutz	42
16 Notfallvorsorge	49
16 (1) Notfallvorsorge, Notfallpläne	49
16 (2) Notfallvorsorge, Information der Bevölkerung und der Nachbarstaaten	52
16 (3) Notfallvorsorge bei Vertragsparteien ohne Kernanlagen	52
17 Standortwahl	53
17 (i) Bewertungskriterien für die Standortwahl	53
17 (ii) Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen	54
17 (iii) Neubewertung zur Gewährleistung der Sicherheitsakzeptanz (acceptability)	55
17 (iv) Konsultationen mit Nachbarländern	56
18 Auslegung und Bau	56
18 (i) Sicherheitskonzept	56
18 (ii) Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken	59
18 (iii) Zuverlässige und betriebsgerechte Auslegung	62
19 Betrieb	64
19 (i) Technische Grundlagen der Erlaubnis für den Betriebsbeginn	64
19 (ii) Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs	65
19 (iii) Einhaltung genehmigter Verfahren für Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung	66
19 (iv) Vorgehensweisen bei Störungen und Störfällen	68
19 (v) Ingenieurtechnische und technische Unterstützung	71
19 (vi) Meldung von Ereignissen, behördliches Meldeverfahren	72
19 (vii) Sammlung, Analyse und Austausch von Betriebserfahrungen	75
19 (viii) Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente	77
Geplante Aktivitäten zur Sicherheitsverbesserung	78
Anhang 1 Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale	80
Anhang 2 Referenzliste kerntechnisches Regelwerk Stand 12/97	91

Abbildungsverzeichnis

Abbildung

6-1	Kernkraftwerke in Deutschland	7
6-2	Arbeitsverfügbarkeiten der Kernkraftwerke	12
7-1	Beteiligte am atomrechtlichen Genehmigungsverfahren	17
15-1	Mittlere Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage	48
15-2	Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 1997 getrennt nach Betriebszuständen	49
18-1	Schadensmeldungen über Rohrleitungsschäden der nuklearen Hilfsysteme und des Reaktorkühlkreislaufs bis zur Erstabspernung	63
18-2	Anzahl der pro Jahr neu verschlossenen Dampferzeugerheizrohre in DWR	64
19-1	Beispiel für ein Störfall-Leitschema	69

19-2	Störfallentscheidungsbaum (Prinzipdarstellung für einen DWR)	Seite 70
19-3	Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Art des Auftretens	73
19-4	Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Betriebszuständen und Auswirkungen auf den Betrieb	74
19-5	Mittlere Anzahl ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr	74

Tabellenverzeichnis

Tabelle

6-1	Kernkraftwerke in Betrieb	8
6-2	Kernkraftwerke außer Betrieb	10
6-3	Mittlere Verfügbarkeiten der deutschen Kernkraftwerke	9
8-1	Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder für Anlagen nach § 7 Atomgesetz	21
11-1	Simulatoren für Kernkraftwerke	28
14-1	Wiederkehrende Prüfungen pro Jahr	35
14-2	Umfassende Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke	37
14-3	Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken nach Generationen und Baulinien getrennt	38
15-1	Dosisgrenzwerte aus der Strahlenschutzverordnung	43
15-2	Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft aus Kernkraftwerken 1996	46
15-3	Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken 1996	47
16-1	Dosisrichtwerte für Maßnahmen des Katastrophenschutzes	51
16-2	Richtwerte für Maßnahmen bei Kontamination von Haut und Kleidung	51
18-1	Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes	57
18-2	Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung heranzuziehende Störfälle und (auslegungsüberschreitende) schwere Störfälle, DWR	60
18-3	Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung heranzuziehende Störfälle und (auslegungsüberschreitende) schwere Störfälle, SWR	61
19-1	Anzahl meldepflichtiger Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Kategorien	72
19-2	Bestand radioaktiver Abfälle am 31. Dezember 1996	77
19-3	Zwischenlagerkapazität für Brennelemente in allen Kernkraftwerken am 31. Dezember 1997	78

Abkürzungen

BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMBF	Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit – Bundesumweltministerium –
DWR	Druckwasserreaktor
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection
KTA	Kerntechnischer Ausschuß
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
SSK	Strahlenschutzkommission
SWR	Siedewasserreaktor
WANO	World Association of Nuclear Operators

Einführung

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 sowie zur Regelung und Überwachung der Sicherheit bei Errichtung und Betrieb von Kernanlagen. Nach den gesetzlichen Anforderungen hat die Gewährleistung der Sicherheit im kerntechnischen Bereich Vorrang. Das Regelwerk ist konform zu international anerkannten Sicherheitsprinzipien, wie sie beispielsweise in den „Safety Fundamentals“ der IAEA festgehalten sind. Ein wichtiges Ziel der Sicherheitspolitik der Bundesregierung im Bereich der Kernenergie ist, daß die Betreiber von Kernanlagen im Rahmen ihrer Eigenverantwortung eine hohe Sicherheitskultur entwickeln.

Schon früh wurde in Deutschland mit staatlicher Förderung ein technisch wissenschaftliches Umfeld geschaffen, welches die Weiterentwicklung der zunächst in Lizenz gebauten Leichtwasserreaktoren begünstigte. Aufgrund der hohen Bevölkerungsdichte und damit eingengten Standortwahl wurde im Zusammenhang mit der Errichtung der ersten Großanlagen ein progressives Sicherheitskonzept entwickelt, das gekennzeichnet ist durch eine Basis-sicherheit der drucktragenden Komponenten, eine Aufgliederung der Sicherheitssysteme in unabhängige Redundanzen, die Gestaltung der Gesamtanlage auf gute Zugänglichkeit für Prüfung, Wartung und Reparatur sowie Schutz gegen externe Ereignisse mit geringen Eintrittshäufigkeiten und Einführung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes.

Die Absicherung des Sicherheitskonzepts in den verschiedenen Entwicklungsschritten erfolgte durch großtechnische experimentelle Versuchsvorhaben und eigenständiger Entwicklung von Rechencodes zur Störfallanalyse. Auch wenn durch die gegenwärtige Stagnation bei der Errichtung von Anlagen das technisch wissenschaftliche und industrielle Umfeld ausgedünnt wird, bleibt unter Einbeziehung des europäischen Marktes eine leistungsfähige Infrastruktur erhalten, die den sicheren Betrieb der Anlagen auch in Zukunft gewährleistet.

Die Bundesrepublik Deutschland erfüllt das Übereinkommen über nukleare Sicherheit und die anderen

internationalen Vereinbarungen auf dem Gebiet der Kernenergie und des Strahlenschutzes. Wichtig ist es, den international anerkannt hohen Stand der nuklearen Sicherheit der deutschen Kernanlagen beizubehalten und weiterzuentwickeln. Deutschland verfolgt dieses Ziel durch stetige Verbesserung seiner innerstaatlichen Maßnahmen. Die Weiterentwicklung der kerntechnischen Sicherheit bedeutet, daß die bestehenden Kernkraftwerke auch in Zukunft nachgerüstet werden, soweit der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik sicherheitstechnische Verbesserungen möglich und angemessen erscheinen läßt. Zudem hat Deutschland für zukünftige Kernkraftwerke als zusätzliches Sicherheitsziel eingeführt und 1994 im Atomgesetz verankert, daß in dem durch die Sicherheitsvorkehrungen der bestehenden Kernkraftwerke bereits praktisch ausgeschlossenen Fall eines schweren Störfalles mit Kernschmelze dessen Folgen im wesentlichen auf die Anlage beschränkt bleiben müssen.

Darüber hinaus sieht die Bundesregierung im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit eine besondere Verantwortung für Deutschland und nimmt diese unter anderem durch die Unterstützung der kerntechnischen Sicherheit in den Ländern in Mittel- und Osteuropa wahr.

Der gemäß Artikel 5 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit zu erstellende nationale Bericht ist folgendermaßen gestaltet:

Er folgt in Aufbau und Inhalt dem Übereinkommen und berücksichtigt die Leitlinien zur Berichterstellung. Die Kapitelnumerierung entspricht der Nummerierung der Artikel des Übereinkommens. Zu jeder Verpflichtung wird separat Stellung genommen. Wie in den Leitlinien vorgeschlagen, sind die Angaben des Berichtes generisch gehalten, anlagenspezifische Angaben werden dort gemacht, wo dies die Erfüllung des Übereinkommens im einzelnen verdeutlicht. Eine Auflistung aller in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke und der zwischenzeitlich stillgelegten Anlagen ist in den Tabellen zu Kapitel 6 enthalten.

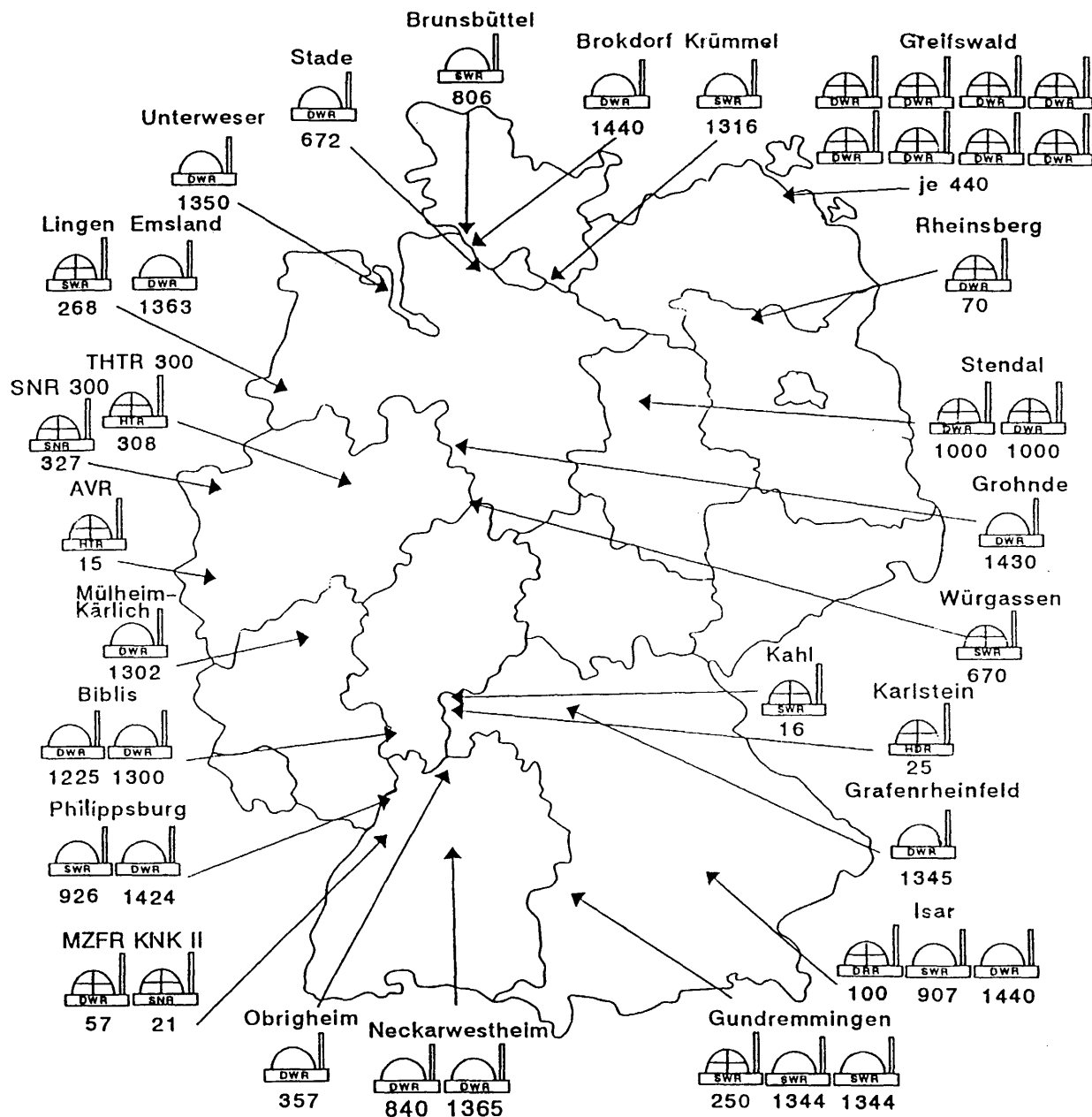
Zum Nachweis der Einhaltung der Verpflichtungen werden die einschlägigen Gesetze, Verordnungen und Regelwerke erläutert, und es wird dargestellt, auf welche Weise die wesentlichen Sicherheitsanforderungen erfüllt werden. Ausführungen zum Genehmigungsverfahren und zur staatlichen Aufsicht sowie zu den Maßnahmen in Eigenverantwortung der Betreiber zur Aufrechterhaltung eines angemessenen Sicherheitsniveaus sind Schwerpunktthemen des hier vorgelegten nationalen Berichts.

Der Berichtsanhang enthält eine Zusammenstellung sicherheitsrelevanter Merkmale der betriebenen Kernkraftwerke (Kernanlagen im Sinne des Überein-

kommens), 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.

Abbildung 6-1

Kernkraftwerke in Deutschland



LEGENDE:

DWR: Druckwasserreaktor
 SWR: Siedewasserreaktor
 SNR: Schneller Brutreaktor
 HTR: Hochtemperaturreaktor
 DRR: Druckröhrenreaktor
 HDR: Heißdampfreaktor
 Zahlen: Bruttoleistung MWe



in Betrieb



außer
Betrieb

Tabelle 6-1

Kernkraftwerke in Betrieb

	Kernkraftwerke in Betrieb Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Hauptgesellschafter)	Typ Brutto- leistung MWe	Gene- ration/ Bauli- nie	a) Antrags- datum b) Erst- kritikalität
1	Obrigheim (KWO) Obrigheim Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerk Obrigheim GmbH b) Siemens c) Energie Baden-Württemberg AG 63 %	DWR 357	1.	a) 16. 7.64 b) 22. 9.68
2	Stade (KKS) Stade Niedersachsen	a) Kernkraftwerk Stade GmbH b) KWU c) PreussenElektra AG 66 ⅔ %	DWR 672	1.	a) 28. 7.67 b) 8. 1.72
3	Biblis A (KWB A) Biblis Hessen	a) RWE Energie AG b) KWU c) RWE Energie AG 100 %	DWR 1225	2.	a) 11. 6.69 b) 16. 7.74
4	Biblis B (KWB B) Biblis Hessen	a) RWE Energie AG b) KWU c) RWE Energie AG 100 %	DWR 1300	2.	a) 3. 5.71 b) 25. 3.76
5	Neckarwestheim 1 (GKN 1) Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH b) KWU c) Neckarwerke 70 %	DWR 840	2.	a) 2. 4.71 b) 26. 5.76
6	Brunsbüttel (KKB) Brunsbüttel Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Brunsbüttel GmbH b) AEG/KWU c) HEW 66 ⅔ %	SWR 806	69	a) 10.11.69 b) 23. 6.76
7	Isar 1 (KKI 1) Essenbach Bayern	a) Bayernwerk Kernenergie GmbH b) KWU c) Bayernwerk AG 50 %	SWR 907	69	a) 25. 6.71 b) 20.11.77
8	Unterweser (KKU) Esenshamm Niedersachsen	a) Kernkraftwerk Unterweser GmbH b) KWU c) PreussenElektra AG 100 %	DWR 1350	2.	a) 7. 4.71 b) 16. 9.78
9	Philippsburg 1 (KKP 1) Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW Kraftwerke GmbH b) KWU c) Energie Baden-Württemberg AG 100 %	SWR 926	69	a) 20. 2.70 b) 9. 3.79
10	Grafenrheinfeld (KKG) Grafenrheinfeld Bayern	a) Bayernwerk Kernenergie GmbH b) KWU c) Bayernwerk AG 100 %	DWR 1345	3.	a) 7. 6.73 b) 9.12.81
11	Krümmel (KKK) Krümmel Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Krümmel GmbH b) KWU c) HEW 50 % PreussenElektra AG 50 %	SWR 1316	69	a) 18. 2.72 b) 14. 9.83
12	Gundremmingen B (KRB B) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerke Gundremmingen Betriebsgesellschaft mbH b) KWU c) RWE Energie AG 75 %	SWR 1344	72	a) 15. 3.74 b) 9. 3.84
13	Grohnde (KWG) Grohnde Niedersachsen	a) Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH b) KWU c) PreussenElektra AG 50 % Gemeinschaftskraftwerk Weser 50 %	DWR 1430	3.	a) 3.12.73 b) 1. 9.84
14	Gundremmingen C (KRB C) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerke Gundremmingen Betriebsgesellschaft mbH b) KWU c) RWE Energie AG 75 %	SWR 1344	72	a) 15. 3.74 b) 26.10.84
15	Philippsburg 2 (KKP 2) Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW GmbH b) KWU c) Energie Baden-Württemberg AG 100 %	DWR 1424	3.	a) 24. 6.75 b) 13.12.84

noch Tabelle 6-1

noch Kernkraftwerke in Betrieb

	Kernkraftwerke in Betrieb Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Hauptgesellschafter)	Typ Brutto- leistung MWe	Gene- ration/ Bauli- nie	a) Antrags- datum b) Erst- kritikalität
16	Mülheim-Kärlich (KMK) Mülheim-Kärlich Rheinland-Pfalz (durch Gerichtsbeschuß auf unbestimmte Zeit abgeschaltet)	a) RWE Energie AG b) BBR c) RWE Energie AG 100 %	DWR 1302	4.	a) 22.12.72 b) 1. 3.86
17	Brokdorf (KBR) Brokdorf Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Brokdorf GmbH b) KWU c) PreussenElektra AG 80 %	DWR 1440	3.	a) 12. 3.74 b) 8.10.86
18	Isar 2 (KKI 2) Essenbach Bayern	a) Bayernwerk Kernenergie GmbH b) KWU c) Bayernwerk AG 40 %	DWR 1440	4. Konvoi	a) 13. 2.79 b) 15. 1.88
19	Emsland (KKE) Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerke Lippe-Ems GmbH b) KWU c) VEW Energie AG 75 %	DWR 1363	4. Konvoi	a) 28.11.80 b) 14. 4.88
20	Neckarwestheim 2 (GKN 2) Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH b) KWU c) Neckarwerke 70 %	DWR 1365	4. Konvoi	a) 27.11.80 b) 29.12.88

6 Vorhandene Kernanlagen

Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens

Gegenwärtig sind an 14 Standorten 19 Kernkraftwerksblöcke mit insgesamt 22 194 MWe in Betrieb. Die Tabelle 6-1 gibt eine Übersicht über die Kernkraftwerke, Abbildung 6-1 zeigt deren Standorte.

Das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich mit 1302 MWe ist seit dem 9. September 1988 aufgrund eines Gerichtsbeschlusses vorläufig abgeschaltet. Der Streitpunkt betrifft hauptsächlich die Frage der Erdbebensicherheit.

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 Tabelle 6-1 vermerkt und wird weiterhin im Bericht in den dargestellten Ergebnissen verwendet. Einige grundlegende sicherheitsrelevante Anlagenmerkmale in dieser Zuordnung enthält der Anhang 1. Sie verdeutlichen auch die Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik.

Seit 1988 trägt die Kernenergie etwa ein Drittel zur Elektrizitätsversorgung und rund 12 % zur gesamten Primärenergieversorgung in Deutschland bei. 1997

(1996) betrug die Stromerzeugung aus den deutschen Kernkraftwerken 170 392 (161 702) GWh.

Die 1997 in Deutschland betriebenen Kernkraftwerksblöcke wiesen, wie in den Vorjahren, eine hohe Verfügbarkeit und Ausnutzung auf (Tabelle 6-3).

Tabelle 6-3

Mittlere Verfügbarkeit der deutschen Kernkraftwerke

Jahr	Zeit- verfügbarkeit	Arbeits- verfügbarkeit	Arbeits- ausnutzung
	%		
1993	82,5	82,6	77,4
1994	81,2	81,1	76,8
1995	83,3	83,3	79,6
1996	88,1	87,0	82,8
1997	92,9	92,3	87,3

Zeitverfügbarkeit = verfügbare Betriebszeit/Kalenderzeit

Arbeitsverfügbarkeit = mögliche Energieerzeugung/Nennarbeit

Arbeitsausnutzung = tatsächliche Energieerzeugung/Nennarbeit

Tabelle 6-2

Kernkraftwerke außer Betrieb

	Kernkraftwerke außer Betrieb Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Brutto- leistung MWe	a) Erst- kritikalität b) Abschalt- ung
1	Versuchsatomkraftwerk (VAK) Kahl Bayern	a) Versuchsatomkraftwerk Kahl GmbH b) AEG/General Electric	SWR 16	a) 13. 11.60 b) 25. 11.85
2	Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR) Karlsruhe Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerk Betriebsgesellschaft mbH b) Siemens/KWU	Druck- schwer- wasser- reaktor 57	a) 29. 9.65 b) 3. 5.84
3	Rheinsberg (KKR) Rheinsberg Brandenburg	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kernkraftwerksbau Berlin	DWR (WWER) 70	a) 6. 5.66 b) 11/90
4	Gundremmingen A (KRB A) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk GmbH b) AEG/General Electric	SWR 250	a) 14. 8.66 b) 1/77
5	Atomversuchskraftwerk (AVR) Jülich Nordrhein-Westfalen	a) Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH b) BBC/Krupp Reaktorbau GmbH (BBK)	HTR 15	a) 26. 8.66 b) 31. 12.88
6	Lingen (KWL) Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerk Lingen GmbH b) AEG/KWU	SWR 268	a) 31. 1.68 b) 5. 1.77
7	Heißdampfreaktor (HDR) Großwelzheim Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe b) AEG	Heißdampf- reaktor 25	a) 14. 10.69 b) 20. 4.71
8	Würgassen (KWW) Würgassen Nordrhein-Westfalen	a) PreussenElektra b) AEG/KWU	SWR 670	a) 20. 10.71 b) 26. 8.94
9	Niederaichbach (KKN) Niederaichbach Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe Kernkraftwerkbetriebs GmbH b) Siemens	Druck- röhren- reaktor 100	a) 17. 12.72 b) 21. 7.74
10	Greifswald 1 (KGR 1) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 15. 12.73 b) 18. 12.90
11	Greifswald 2 (KGR 2) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 3. 12.74 b) 14. 2.90
12	Kompakte natriumgekühlte Reaktoranlage (KNK II) Karlsruhe Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerkbetriebs GmbH b) Interatom	SNR 21	a) 10. 10.77 b) 23. 8.91
13	Greifswald 3 (KGR 3) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 6. 10.78 b) 28. 2.90
14	Greifswald 4 (KGR 4) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 22. 7.79 b) 2. 6.90
15	Thorium-Hochtemperatur- reaktor (THTR 300) Hamm-Uentrop Nordrhein-Westfalen	a) Hochtemperatur Kernkraftwerk GmbH b) BBC/HRB/NUKEM	HTR 308	a) 13. 9.83 b) 20. 9.88

noch Tabelle 6-2

noch Kernkraftwerke außer Betrieb

	Kernkraftwerke außer Betrieb Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Brutto- leistung MWe	a) Erst- kritikalität b) Abschalt- ung
16	Greifswald 5 (KGR 5) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 24. 4.89 b) 24. 11.89
17	Greifswald 6 (KGR 6) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
18	Greifswald 7 (KGR 7) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
19	Greifswald 8 (KGR 8) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
20	SNR 300 Kalkar Nordrhein-Westfalen	a) Schnell-Brüter Kernkraftwerks- gesellschaft mbH b) INTERATOM/BELGONUCLEAIRE/ NERATOOM	SNR 327	a) b) Projekt eingestellt 20. 3.91
21	Stendal A Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 1000	a) b) Projekt eingestellt
22	Stendal B Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie GmbH b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 1000	a) b) Projekt eingestellt

Durch eine sorgfältige Arbeits- und Personalplanung konnte erreicht werden, daß die jährliche Anlagenrevision mit Brennelementwechsel im Durchschnitt des Jahres 1997 nur 29 Tage dauerte (Abbildung 15-2).

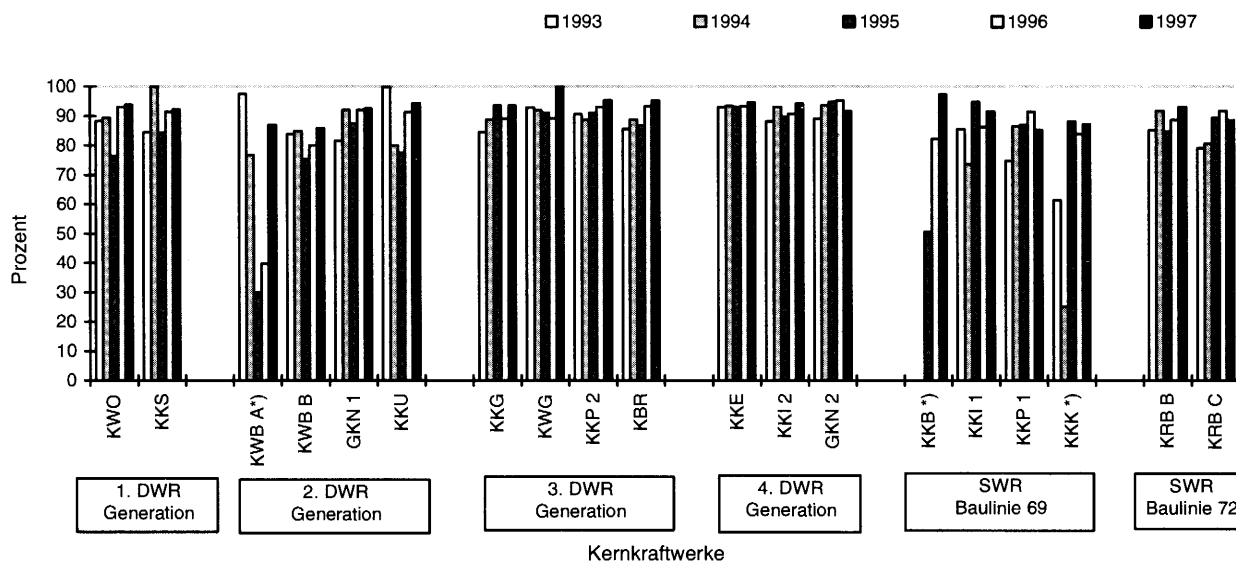
Weltweit hat 1997 das Kernkraftwerk Grohnde (KWG) mit 12529 GWh die meiste elektrische Energie produziert. In Deutschland stand 1997 an zweiter Stelle das Kernkraftwerk Brokdorf (KBR) mit 11837 GWh und an dritter Stelle das Kernkraftwerk Philippsburg 2 (KKP 2) mit 11 707 GWh.

Werden die für den Brennelementwechsel und die Revision vorgesehenen Zeiten berücksichtigt, waren die Anlagen im Jahr 1997 nur 0,3 % der Zeit unplanmäßig außer Betrieb. Abbildung 6-2 zeigt die Arbeitsverfügbarkeit der einzelnen Kernkraftwerke in den letzten fünf Jahren, gruppiert nach den genannten DWR-Generationen und SWR-Baulinien. Die hohen Verfügbarkeiten wurden auch in den älteren Anlagen erreicht, sie sind unter anderem auf hohe Qualitätsstandards in den verschiedenen Bereichen der Betriebsführung und der Instandhaltung zurückzuführen.

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.

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.

Abbildung 6-2

Arbeitsverfügbarkeit der Kernkraftwerke

*) Die Anlagen KKK, KKB und KWB A konnten zeitweise wegen verwaltungsrechtlicher Auseinandersetzungen nicht betrieben werden

Sonstige kerntechnische Einrichtungen

Zur Vervollständigung des Bildes über die Anwendung der Kernenergie in Deutschland wird ein kurzer Überblick gegeben über andere kerntechnische Einrichtungen, die nicht Gegenstand des Übereinkommens sind.

Insgesamt 16 Kernkraftwerksblöcke mit 4000 MWe sind endgültig abgeschaltet, d.h. die Stilllegung ist geplant, beantragt, begonnen oder beendet (Tabelle 6-2). Zum Teil sind dies Reaktoren mit geringer Leistung aus den Anfangszeiten der Kernenergienutzung, außerdem die Prototypanlage THTR 300 für den Hochtemperatur-Kugelhaufenreaktor sowie Kernkraftwerksblöcke, für deren anstehende Ertüchtigung und Weiterbetrieb sich kein Betreiber fand, der die erforderlichen Kosten übernehmen wollte (Kernkraftwerk Greifswald, Blöcke 1 bis 5). Letzteres gilt auch für den Betreiber des Kernkraftwerks Würzgasen. Für die nur kurzzeitig betriebene Anlage Niederaichbach – ein kleiner Druckröhrenreaktor – wurde bereits der vollständige Abbau einschließlich der Rekultivierung des Standortes im August 1995 abgeschlossen.

Die Bau- und Montagearbeiten im Kernkraftwerk Greifswald, Blöcke 6 bis 8, und im Kernkraftwerk Stendal, Blöcke A und B, sind eingestellt worden, in beiden Fällen waren Reaktoren des sowjetischen Typs WWER vorgesehen. Da die Bauarbeiten nicht so weit fortgeschritten waren, daß eine Brennstoffbeladung erfolgen konnte, können die Anlagen konventionell abgebaut werden. Eingestellt wurde 1991 auch der Bau des Prototypkraftwerks Schneller Brü-

ter SNR 300, ebenfalls vor einer Beladung mit Kernbrennstoff.

Die weiteren kerntechnischen Einrichtungen umfassen Forschungsreaktoren und 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 endlagergerecht verglast werden. Zur Zwischenlagerung von Brennelementen sowie zur Behandlung, Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle sind mehrere Einrichtungen in Betrieb. Eine Pilot-Konditionierungsanlage zur Vorbehandlung bestrahlter Brennelemente für die direkte Endlagerung ist im Bau. Zur Endlagerung radioaktiver Abfälle im tiefen geologischen Untergrund sind die Projekte Schacht Konrad und Endlager Gorleben im Genehmigungsverfahren. Das Endlager Morsleben (ERAM) für schwach- und mittelaktive Abfälle ist in Betrieb.

Ergebnis der Bewertung der Kernanlagen

Im Rahmen des regulatorischen Systems zur Nutzung der Kernenergie, insbesondere des behördlichen Aufsichtsverfahrens (→ Kapitel 7), werden Sicherheitsbewertungen sowohl kontinuierlich als auch diskontinuierlich oder periodisch durch spezielle Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt. Die daraus resultierenden Ergebnisse werden umgesetzt (→ Kapitel 14). Damit ist eine Überprüfung im Sinne des Artikels 6 des Übereinkommens sichergestellt.

Alle in Tabelle 6-1 genannten 20 Kernkraftwerksblöcke außer KMK haben eine unbefristete Betriebsgenehmigung. Durch die den Genehmigungen zugrundeliegende Auslegung der Anlagen und der Überprüfung ihres Betriebes im Rahmen der behördlichen Aufsicht wird erreicht, daß der erforderliche Schutz gegen Schäden durch radiologische Auswirkungen gegeben ist. Um das verbleibende sehr geringe Risiko weiter zu vermindern, sind in allen deutschen Kernkraftwerken zusätzliche Einrichtungen und Maßnahmen vorhanden. Damit sind Schäden für die Bevölkerung praktisch ausgeschlossen.

Die Kernkraftwerksbetreiber sind gehalten, im Rahmen ihrer Eigenverantwortung für die Sicherheit der Anlagen das Sicherheitsniveau über die gesamte Betriebszeit der Anlagen entsprechend dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik nachzuführen. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, wird die Notwendigkeit und Angemessenheit von Verbesserungen geprüft. Damit wird eine Dynamisierung der Anlagensicherheit erreicht. So sind in

den vergangenen Jahren zahlreiche Verbesserungen verwirklicht worden (→ Kapitel 14 (ii)), insbesondere auch im auslegungsüberschreitenden Bereich (→ Kapitel 16 (1)). Im Ergebnis sind dadurch auch ältere Kernkraftwerke auf einem hohen sicherheitstechnischen Stand.

Auf der Grundlage der vorliegenden Sicherheitsbewertungen ist die Bundesregierung der Auffassung, daß derzeit bei keinem Kernkraftwerk ein vordringlicher Nachrüstbedarf besteht, der Einschränkungen für den weiteren Betrieb erforderlich macht. Insbesondere gibt es kein Kernkraftwerk, das wegen gravierender Sicherheitsmängel behördlichen Auflagen zur sicherheitstechnischen Verbesserung kurzfristig nachkommen muß.

Zusammenfassend stellt die Bundesregierung fest, daß dem sicheren Weiterbetrieb der deutschen Kernkraftwerke nichts im Wege steht. In diesem Bericht wird die Erfüllung der übernommenen Verpflichtungen aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit dargestellt.

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. Der Geltungsbereich umfaßte ursprünglich nur die Bundesrepublik Deutschland in den Grenzen vor 1990 und das Land Berlin.

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-15] 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 nach der für die Anwendung des Gesetzes verbindlich festgelegten Zweckbestimmung im wesentlichen einen verwaltungsrechtlichen Teil mit den Grundregeln für die staatliche Zulassung und Überwachung der Kernenergienutzung, einschließlich Ermächtigungsvorschriften zum Erlaß von Rechtsverordnungen und einen haftungsrechtlichen Teil. Das Gesetz ist in der Vergangenheit mehrfach der technischen und rechtlichen Entwicklung angepaßt worden.

Das Atomgesetz bildet das Kernstück der nationalen Regeln für die Sicherheit von Kernanlagen in Deutschland. Sein Zweck ist es vor allem, 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.

Als Besonderheit der Voraussetzungen für eine Genehmigung in Deutschland ist hervorzuheben, daß die Maßnahmen zur Vorsorge gegen Schäden dem Stand von Wissenschaft **UND** Technik entsprechen müssen. Dies ist eine Verschärfung der im deutschen technischen Sicherheitsrecht sonst üblichen Forderung nach Konformität mit dem allgemein anerkannten Stand der Technik. Damit muß für eine Genehmigung einer Kernanlage stets auch diejenige Vorsorge gegen Schäden getroffen werden, die nach den neuesten abgesicherten wissenschaftlichen Erkenntnissen für erforderlich gehalten wird.

Ergänzt wird das Atomgesetz durch das Strahlenschutzvorsorgegesetz von 1986 [1A-5], das im Gefolge des Reaktorunfalls von Tschernobyl entstand und Aufgaben der Umweltüberwachung festschreibt, auch bei Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen (→ Kapitel 15 und 16).

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

- den Strahlenschutz [1A-8],
- das Genehmigungsverfahren [1A-10] 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.

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 Normalbetrieb 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 regulatorische Texte (Richtlinien) zur detaillierten Konkretisierung technischer und verfahrensmäßiger Fragen aus dem Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren (→ Kapitel 8 (1)). Diese Richtlinien beschreiben die Verwaltungspraxis, von der die zuständigen Landesbehörden im Einzelfall nicht abweichen sollen. Derzeit liegen etwa 50 Texte aus dem kerntechnischen Bereich vor (siehe Anhang 2, 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 auslegungsüberschreitende 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 Zuverlässigkeit und Fachkunde des Personals kerntechnischer Anlagen.

RSK-Leitlinien, Empfehlungen der RSK und SSK

Für die Entwicklung des regulatorischen Systems sowie für Stellungnahmen in Genehmigung und Aufsicht spielen darüber hinaus die Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission (SSK) eine wichtige Rolle. Diese beiden unabhängigen Expertengremien beraten das Bundesumweltministerium in Fragen der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes (→ Kapitel 8 (1)).

Eine besondere Bedeutung kommt den RSK-Leitlinien [4-1] zu. In diesen hat die Reaktor-Sicherheitskommission die sicherheitstechnischen Anforderungen zusammengefaßt, die ihrer Ansicht nach bei der Auslegung, dem Bau und dem Betrieb eines Kernkraftwerks erfüllt werden sollen. Sie berücksichtigen und verweisen auch auf andere bestehende Regeln und Richtlinien. Die RSK legt diese Leitlinien ihren Beratungen und Stellungnahmen zugrunde.

KTA-Regeln

Detaillierte und konkrete Ausführungen technischer Art enthalten die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), der eine Mittlerposition zwischen behördlicher und wissenschaftlich-technischer Meinungsbildung innehat (→ 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.“ Die entstandenen sicherheitstechnischen Regeln entsprechen daher der Definition allgemein anerkannter Regeln der Technik, können also hinter dem Stand von Wissenschaft und Technik (siehe oben) zurückbleiben. Auf Grund der regelmäßigen Überprüfung und gegebenenfalls Änderung der verabschiedeten Regeltexte 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 weitreichende praktische Wirkung zu, auch in Gerichts-

verfahren. Derzeit besteht das KTA-Regelwerk (Stand 6/97) aus 86 Regeln und 5 Regelentwürfen, 6 Regelentwürfe sind in Vorbereitung, 16 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 traditionell einen breiten Raum ein; in jeder Regel 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).

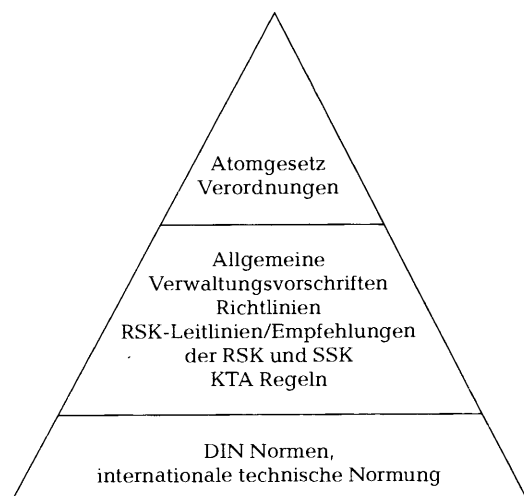
Historisch gesehen, entwickelte sich das KTA-Regelwerk auf der Basis von vorhandenen deutschen Regelwerken und amerikanischen kerntechnischen Sicherheitsregeln. Für die Auslegung und Berechnung von Komponenten war der ASME-Code (Section III) Vorbild.

Konventionelles technisches Regelwerk

Darüber hinaus gilt – wie für Bau und Betrieb von allen technischen Anlagen – das konventionelle technische Regelwerk, insbesondere die nationale Normung des Deutschen Instituts für Normung DIN; zunehmend gewinnt auch die internationale Normung nach ISO und IEC an Bedeutung.

Gesamtbild des Regelwerkes

Insgesamt gesehen, bildet das deutsche kerntechnische Regelwerk eine hierarchisch strukturierte Pyramide mit dem Atomgesetz an der Spitze und zunehmender Detaillierung zur Basis hin.



Auf die Inhalte der einzelnen Regelungen wird im vorliegenden Bericht bei der Behandlung der betreffenden Artikel der Konvention Bezug genommen. Der Anhang 2 „Referenzliste kerntechnisches Regelwerk“ enthält die aktuellen Regelungen zu kerntechnischen Anlagen in der hier erläuterten hierarchischen Ordnung. Alle Regelwerkstexte sind öffentlich zugänglich. Sie werden in den amtlichen Publikationsorganen des Bundes veröffentlicht.

Die hier vorgestellten Sicherheitsvorschriften und -regelungen haben ihre Struktur und inhaltliche Ausprägung im wesentlichen in den 70er Jahren erhalten. Sie sind seitdem in allen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren herangezogen worden und wurden in Anpassung an den Stand von Wissenschaft und Technik weiterentwickelt.

Künftig zu genehmigende Kernkraftwerke müssen allerdings bereits mit der Auslegung die Anforderungen nach § 7 (2a) des im Jahre 1994 novellierten Atomgesetzes erfüllen, nach dem „auch Ereignisse, deren Eintritt durch die zu treffende Vorsorge gegen Schäden praktisch ausgeschlossen ist, einschneidende Maßnahmen zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich machen“. Diese damit angesprochenen Ereignisse werden in einer noch zu erarbeitenden Richtlinie festgelegt werden.

7 (2ii) Genehmigungs- und Aufsichtssystem

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:

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

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 wird bestraft [1B-1].

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). Um eine bundeseinheitliche Genehmigungspraxis sicherzustellen, übt der Bund die Aufsicht über die Länder aus. Dabei hat er das Recht, 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-13] und die Beachtung anderer Genehmigungserfordernisse (z. B. für nichtradioaktive Immissionen 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 zuziehen. Die Behörde ist an die Beurteilung durch die Sachverständigen nicht gebunden (→ Kapitel 8 (1)).

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

So unwahrscheinlich bei den hohen Sicherheitsanforderungen Schäden durch Kernkraftwerke auch sind, ist doch wegen des potentiellen Ausmaßes solcher Schäden von Anbeginn an in Deutschland die Vorsorge für Deckung von Schadensersatzansprüchen eine wesentliche Voraussetzung für die Anlagen Genehmigung gewesen. Die geltenden Haftungsvorschriften berücksichtigen das Pariser Atomhaftungs-Übereinkommen [1E-11], ergänzt durch das Brüsseler Zusatzübereinkommen [1E-12], und sind inzwischen Bestandteil des Atomgesetzes. Einzelheiten hierzu regelt die Atomrechtliche Deckungsvorsorge-Verordnung [1A-11]. In Deutschland bedeutet dies für die Betreiber den Abschluß von Haftpflichtversicherungen, deren Deckungssumme im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren festgelegt wird.

Darüber hinaus tragen der Bund und das genehmigende Bundesland gemeinsam eine Freistellungsverpflichtung, die von Geschädigten in Anspruch genommen werden kann. Die Höchstsumme der Deckungsvorsorge durch Haftpflichtversicherungen beträgt zur Zeit 500 Millionen DM, die der Freistellungsverpflichtung maximal das Doppelte.

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], sowie in nachgeordneten Richtlinien genannt sind. 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

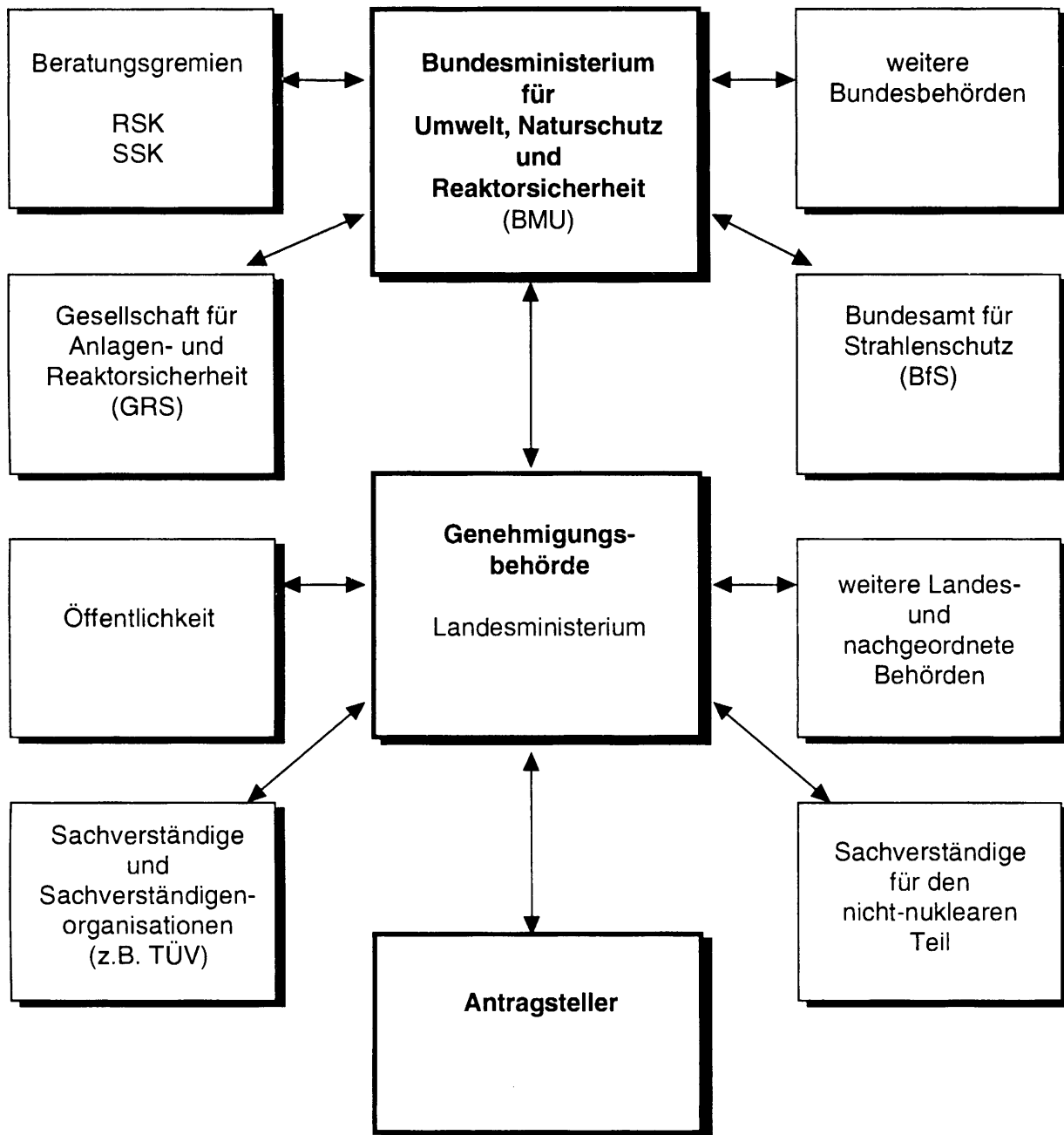
- zum Schutz der Anlage gegen Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter,
- zur Person des Antragstellers und der Verantwortlichen, einschließlich deren Fachkunde,
- über die notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen,
- zur Sicherheitsspezifikation,
- zur Deckungsvorsorge,
- 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. Sie beteiligt alle Behörden des betreffenden Bundeslandes, die Gemeinden in der Umgebung des Anlagenstandortes und alle sonstigen Fachbehörden und Institutionen, deren Zuständigkeitsbereich berührt werden kann, insbesondere die Bau-, Wasser-, Raumordnungs- und Katastrophenschutzbehörden. Wegen des großen Umfangs an Prüfungen werden in der Regel Sachver-

Abbildung 7-1

Beteiligte am atomrechtlichen Genehmigungsverfahren

ständigenorganisationen zur Unterstützung der Genehmigungsbehörde mit der Begutachtung und Überprüfung der Antragsunterlagen beauftragt. Sie haben keine eigenen Entscheidungsbefugnisse. In ihren Sachverständigengutachten legen sie dar, ob die Anforderungen an die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz erfüllt werden.

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 durch die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit beraten und fachlich unterstützen und nimmt gegenüber der zuständigen Landesbehörde Stellung zum Projekt. Bei ihrer Entscheidungsfindung ist die Landesbehörde an diese Stellungnahme gebunden.

Öffentlichkeitsbeteiligung

Die Genehmigungsbehörde beteiligt die Öffentlichkeit am Genehmigungsverfahren. Damit werden diejenigen Bürger geschützt, die von der geplanten Anlage betroffen sein können. Gemäß der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] ist hierzu unter anderem vorgeschrieben:

- 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, weiterhin
- 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.

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-13] in Verbindung mit der 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.

Für Genehmigungen vor Inkrafttreten des Gesetzes über die Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-13] im Jahre 1990 und der 1995 entsprechend angepaßten Atomrechtlichen Verfahrensverordnung, die die Umweltverträglichkeitsprüfung formalisiert haben, wurden Prüfungen zu den Umweltauswirkungen der Anlage gemäß den atom- und strahlenschutzrecht-

lichen Anforderungen und der sonstigen Gesetze für den Umweltschutz faktisch auch schon vorgenommen.

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.

Genehmigungen für den Betrieb von Kernkraftwerken sind zeitlich nicht befristet. Gegen die Entscheidung der Genehmigungsbehörde kann vor Verwaltungsgerichten Klage erhoben werden.

Die atomrechtliche Genehmigung kann auf Antrag in mehreren Teilschritten erteilt werden. Aufgrund des Umfangs und der Bauzeit von Kernkraftwerkprojekten ist es zweckmäßig, für Errichtung und Betrieb die technischen Einzelheiten abschnittsweise zu prüfen und zu genehmigen. Dies hat den Vorteil, daß den einzelnen Genehmigungsabschnitten jeweils der neueste Stand von Wissenschaft und Technik zugrundegelegt werden kann und bereits vor Abschluß der Gesamtprüfung aller Details einzelne Baumaßnahmen durchgeführt werden können. Für alle Kernkraftwerke ist eine solche Aufteilung in mehrere Teilgenehmigungen vorgenommen worden. Erfolgt die Genehmigung in mehreren Teilschritten, so ist für die erste Teilgenehmigung ein positives Gesamturteil über das sicherheitstechnische Konzept der Anlage erforderlich. Dieses positive Gesamturteil ist bindend für die weiteren Genehmigungsschritte.

Typische Genehmigungsschritte waren:

- Standort und Errichtung der wesentlichen Bauwerke,
- die Errichtung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten,
- die Handhabung und Lagerung von Brennelementen sowie die Erstbeladung des Reaktorkerns,
- die nukleare Inbetriebnahme und
- der Dauerbetrieb der Anlage.

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 beim Aufsichtsverfahren im Auftrag des Bundes (→ Kapitel 7 (2ii)), d. h. der Bund übt die Aufsicht über die Länder aus und hat das Recht verbindliche Weisun-

gen zu erteilen. Ähnlich 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 Gefahren.

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.

Im einzelnen 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 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. Für die Belange der Bundesaufsicht werden Jahresberichte zum Betrieb und Strahlenschutz vorgelegt.

7 (2iv) Durchsetzung von Vorschriften und Bestimmungen

Zur Durchsetzung der geltenden Vorschriften im kerntechnischen Bereich sind Maßnahmen bei Verstößen gegen diese Vorschriften im Strafgesetzbuch [1B-1], im Atomgesetz [1A-3] und in den atomrechtlichen Verordnungen vorgesehen. Alle als Straftatbestände geltenden Regelverstöße sind im Strafgesetzbuch behandelt. Im Atomgesetz und den zugehörigen Verordnungen sind Ordnungswidrigkeiten geregelt, die mit Bußgeldern gegen die handelnden Personen geahndet werden.

Unter bestimmten Voraussetzungen können Auflagen zur Gewährleistung der Sicherheit nachträglich verfügt werden. 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.

Bei Nichtbeachtung der gesetzlichen Vorschriften oder der Bestimmungen des Genehmigungsbescheides oder bei Verdacht auf Gefahr für Leben, Gesundheit und Besitz Dritter kann die zuständige Landesaufsichtsbehörde nach § 19 Atomgesetz 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 widerrufener Genehmigung endgültig eingestellt wird.

Ordnungswidrigkeiten

Das Atomgesetz und die zugehörigen Rechtsverordnungen enthalten Vorschriften für Ordnungswidrigkeiten bei Nichteinhaltung oder Zuwiderhandlungen gültiger Regelungen. 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 Buß-

gelder bis zu DM 100 000 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).

Straftatbestände

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.

Erfahrungen

Die Betreiber der Kernkraftwerke halten die Sicherheitsvorschriften und -regelungen ein, die Aufsichtsbehörden kontrollieren diese Umsetzung. 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.

8 Staatliche Stelle

8 (1) Behörden, Gremien und Organisationen

Atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden

Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden für Kernanlagen sind Verwaltungsbehörden des Landes, in welchem der Standort der Anlage liegt (→ Kapitel 7 (2ii) und (2iii)), im Regelfall Landesministerien (Tabelle 8-1). Zur Wahrung der Rechtseinheit in der gesamten Bundesrepublik Deutschland überwacht das Bundesumweltministerium (BMU) die Genehmigungs- und Aufsichtstätigkeiten der Landesbehörden (sogenannte „Bundesauftragsverwaltung“).

Sachverständige

Die Landesministerien können bei der Genehmigungs- und Aufsichtstätigkeit 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 Prüfun-

gen 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.

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

Bei Bedarf zieht das Bundesumweltministerium weitere 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.

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. Beide Kommissionen haben eine gemeinsame Satzung und bestehen

Tabelle 8-1

Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder für Anlagen nach § 7 Atomgesetz

Land	Genehmigungsbehörde für Anlagen nach § 7 AtG	Aufsichtsbehörde nach § 19 i. V. m. § 7 AtG
Baden-Württemberg	Wirtschaftsministerium im Einvernehmen mit Ministerium für Umwelt und Verkehr und Innenministerium	Ministerium für Umwelt und Verkehr
Bayern	Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen, bei Energieanlagen im Einvernehmen mit Staatsministerium für Wirtschaft, Verkehr und Technologie	Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen
Berlin	Senatsverwaltung für Stadtentwicklung, Umweltschutz und Technologie	
Brandenburg	Ministerium für Umwelt, Naturschutz und Raumordnung	
Bremen	Senator für Frauen, Gesundheit, Jugend, Soziales und Umweltschutz im Benehmen mit Senator für Arbeit	
Hamburg	Umweltbehörde	
Hessen	Ministerium für Umwelt, Energie, Jugend, Familie und Gesundheit	
Mecklenburg-Vorpommern	Innenministerium im Einvernehmen mit Wirtschaftsministerium	Innenministerium
Niedersachsen	Umweltministerium	
Nordrhein-Westfalen	Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand, Technologie und Verkehr	
Rheinland-Pfalz	Ministerium für Umwelt und Forsten	
Saarland	Ministerium für Umwelt, Energie und Verkehr	
Sachsen	Staatsministerium für Umwelt und Landesentwicklung	
Sachsen-Anhalt	Ministerium für Raumordnung, Landwirtschaft und Umwelt	
Schleswig-Holstein	Ministerium für Finanzen und Energie	
Thüringen	Ministerium für Landwirtschaft, Naturschutz und Umwelt	

in der Regel aus 17 bis 18 Mitgliedern verschiedener Fachrichtungen. Sie werden vom BMU berufen, sind unabhängig und an Weisungen nicht gebunden. 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. Die Empfehlungen werden 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) nimmt eine Mittlerposition zwischen behördlicher und wissenschaftlich-technischer Meinungsbildung ein. Er wurde erstmals 1972 gebildet 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 $\frac{5}{6}$ der Mitglieder dem zustimmen. Keine geschlossen stimmende Fraktion kann somit überstimmt werden.

Länderausschuß für Atomkernenergie

Zur vorbereitenden Koordinierung der Tätigkeiten der Länder als Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und des Bundes bei seiner Aufsicht über die Ländertätigkeiten wurde der Länderausschuß für Atomkernenergie als ein Bund-Länder-Gremium gebildet. In diesem Gremium sind das Bundesumweltministerium, das den Vorsitz führt, und die zuständigen Landesministerien vertreten. Das Gremium faßt seine Beschlüsse in der Regel einvernehmlich.

Personal und Finanzierung

Der behördliche Personalaufwand für Genehmigung und Aufsicht ist nicht festgelegt. Er ist abhängig davon, ob und wieviele Kernkraftwerke in einem Bundesland der Genehmigung und Aufsicht unterliegen. Für die staatliche Aufsicht einschließlich Gutachtertätigkeit ergibt sich ein Personaleinsatz von 30 – 40 Mannjahren pro Jahr und Kernkraftwerksblock. Die den Behörden zur Verfügung stehenden Mittel werden vom Bundestag und den Landesparlamenten im jeweiligen Haushaltsplan festgesetzt.

Die Erteilung von Genehmigungen für Kernkraftwerke sowie die Aufsichtstätigkeiten 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 1000 und 1000000 DM. Die Gebühren für die Aufsicht werden nach dem entstandenen Auf-

wand für einzelne Tätigkeiten abgerechnet und betragen zwischen 50 und 500000 DM. Die Vergütungen für die zugezogenen Sachverständige werden als Auslagen ebenfalls durch den Antragsteller oder Genehmigungsinhaber erstattet.

8 (2) Aufgabentrennung bei Überwachung und Nutzung der Kernenergie

Institutionen, die sich mit Nutzung oder Förderung der Kernenergie befassen, und Institutionen mit Zuständigkeiten für Genehmigung und Aufsicht über Kernkraftwerke sind in Deutschland klar getrennt.

Die Betreiber von Kernkraftwerken sind privatrechtliche Wirtschaftsunternehmen, entweder selber Stromversorgungsunternehmen oder mit Gesellschaftern aus den Reihen der deutschen Stromversorgungsunternehmen. Diese sind selbst privatrechtlich organisierte Unternehmen, in der Regel Aktiengesellschaften (→ Kapitel 11 (1)).

Die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sind – sowohl auf Bundes- wie auf Landesebene – staatliche Verwaltungsstellen, die nach Recht und Gesetz zu handeln haben. Dabei steht die Verpflichtung aus dem Atomgesetz im Vordergrund, auf die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch Errichtung und Betrieb der Anlage unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik im kerntechnischen Bereich zu achten.

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

Ein zusätzliches Regulativ ist die Möglichkeit für einen Betroffenen, eine als falsch empfundene behördliche Entscheidung gerichtlich überprüfen zu lassen (→ Kapitel 7 (2ii)), insbesondere daraufhin, ob die nach Atomgesetz gebotene Vorsorge gegen Schäden auch tatsächlich nach dem Stand von Wissenschaft und Technik getroffen wurde.

Die in § 1 Atomgesetz genannte Förderung der friedlichen Nutzung der Kernenergie erfolgt im Bereich der Forschung zur Reaktorsicherheit durch die Bereitstellung von Fördermitteln durch das Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF). Generelle und bleibende Zielsetzung der BMBF-geförderten Reaktorsicherheitsforschung ist es, kontinuierlich zur Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik beizutragen und laufend verbesserte Kenntnisse sowie Verfahren für die realistische Sicherheitsbewertung kerntechnischer Anlagen bereitzustellen (→ Kapitel 11 (1)).

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. Von besonderer Bedeutung für die Verantwortung des Genehmigungsinhabers ist die Voraussetzung, daß er selbst und sein Personal persönlich 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, Schichtleitervetretern und Reaktorfahrern hat die Aufgabe, im Rahmen der bestehenden Betriebsanweisungen und des vorgesehenen Fahrplanes bei bestimmungsgemäßem 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 sichereren 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 sogenannter 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.

Durch das intensive Zusammenwirken in allen Fragen der nuklearen Sicherheit zwischen dem verantwortlichen Betriebspersonal, den Mitarbeitern der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und deren Sachverständigen wird der Betreiber bei der technischen Umsetzung seiner Verantwortung wirksam unterstützt. Diese Unterstützung entbindet den Betreiber nicht von seiner primären, umfassenden und durch die Genehmigung übertragenen Verantwortung für die Sicherheit des Kernkraftwerks.

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

Die kerntechnische Sicherheit ist zu einem Zweck des Atomgesetzes gemacht worden, der bei seiner Anwendung stets zu berücksichtigen ist. Das oberste deutsche Verwaltungsgericht hat bereits im Jahre 1972 entschieden, daß die kerntechnische Sicherheit Vorrang vor den übrigen Gesetzeszwecken hat. Dieses Urteil wurde in ständiger Rechtsprechung bestätigt. Der Grundsatz „Sicherheit hat Vorrang“ ist Leitlinie jedweden Verwaltungshandelns im Kernenergiebereich.

Konkretisiert wird dieser Grundsatz in jeder Einzelgenehmigung durch die folgende Genehmigungsvoraussetzung (§ 7 Atomgesetz):

- „Die Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist.“

Bei Schaffung der Verordnungen wie auch der Allgemeinen Verwaltungsvorschriften, Regeln und Richtlinien für Auslegung, Bau und Betrieb von Kernkraftwerken (→ Kapitel 7(1)) stand stets der im Atomgesetz niedergelegte Vorsorgeaspekt im Vordergrund, der die Anforderungen an die technische Realisierung bedingt. Auch bei der Weiterentwicklung der Anforderungen zur nuklearen Sicherheit ist diesem am Vorsorgeaspekt ausgerichteten Schutzgedanken Rechnung zu tragen.

Wesentliche Grundlage für die Umsetzung des Sicherheitsvorrangs in der Praxis ist die Eigenverantwortung der Betreiber als die primär Verantwortlichen für die Sicherheit (→ Kapitel 9). Entscheidend ist die Bereitschaft der Betreiber zum umfassenden Sicherheitsmanagement, das alle Maßnahmen umfaßt, die zur Gewährleistung eines ausreichenden Sicherheitsniveaus erforderlich sind.

Damit gibt es für alle Beteiligten, deren Tätigkeiten in unmittelbarem Zusammenhang mit Kernanlagen

stehen, zusammen mit den Forderungen nach Fachkunde und Zuverlässigkeit des Personals (→ Kapitel 11(2)) einen Rahmen für eine Sicherheitskultur, der die persönliche Einstellung jedes Einzelnen bestimmt. Die in Deutschland erreichte hohe Sicherheitskultur hat sich in der Vergangenheit z. B. in der Bereitschaft der Betreiber niedergeschlagen, auch ohne unmittelbare rechtliche Verpflichtungen Maßnahmen zur Vermeidung und Beherrschung auslegungsüberschreitender schwerer Störfälle vorzusehen (→ Kapitel 16(1)) und in angemessenen Zeitabständen periodische Sicherheitsüberprüfungen durchzuführen (→ Kapitel 14(ii)).

Seit einigen Jahren sind jedoch Entwicklungen zu beobachten, die Anlaß zur Sorge geben, daß diese allseitige Übereinstimmung verloren zu gehen droht. Die RSK hat daher im Jahre 1997 eine „Denkschrift zur Sicherheitskultur“ verabschiedet, in der auf veränderte Rahmenbedingungen hingewiesen und auf sich abzeichnende Defizite aufmerksam gemacht wird. Dies betrifft insbesondere die Notwendigkeit, daß

- unbeschadet der jeweils bestehenden politischen Grundorientierung hinsichtlich des Fortbestands oder des Ausstiegs aus der Kerntechnik ein Konsens in Aufsichtsphilosophie, Aufsichtspraxis und im Betreiben kerntechnischer Anlagen angestrebt wird,
- neben der gezielten betreiberinternen Ausbildung in ausreichender Zahl qualifiziertes Personal für Hersteller, Behörden sowie Gutachter- und Forschungsorganisationen ausgebildet und beschäftigt wird, und
- die sicherheitstechnische Forschung für die Fortschreibung der Sicherheitskultur im notwendigen Umfang staatlicher- und betreiberseits konsequent weiter gefördert wird.

11 Finanzmittel und Personal

11 (1) Finanzmittel

Aufwendungen der Genehmigungsinhaber

Die Betreiber der Kernkraftwerke sind gehalten, den Sicherheitsstand über die gesamte Betriebszeit ihrer Anlage, einschließlich deren Stilllegung und Beseitigung, dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik nachzuführen. Sie investieren deshalb in die Anpassung der Anlagensicherheit im Falle neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse. In den vergangenen Jahren sind zahlreiche Maßnahmen

verwirklicht worden, welche die technische Ausrüstung der Kraftwerke kontinuierlich an die Sicherheitserfordernisse angepaßt haben. Insgesamt werden jährlich ca. 3 Milliarden DM für Instandhaltung, wiederkehrende Prüfungen, Komponentenaustausch und Nachrüstungen an den in Betrieb befindlichen Anlagen eingesetzt. Hinzu kommen jährliche Kosten von insgesamt ca. 250 Millionen DM, die von den Betreibern für die Prüftätigkeit der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden einschließlich der unabhängigen Sachverständigen aufgewendet werden.

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 oben genannten Aufwendungen auch Investitionen in die betriebliche Zuverlässigkeit und die Wirtschaftlichkeit der Anlagen. Die Finanzierung erfolgt im allgemeinen auf der Grundlage von Wirtschaftsplanen, 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.

Um die Folgekosten des Kernkraftwerkbetriebes zu tragen, bilden die Betreiber finanzielle Rücklagen für die Stilllegung und Beseitigung der Anlagen sowie für die Entsorgung und Endlagerung der radioaktiven Stoffe einschließlich der abgebrannten Brennelemente. Die Rücklagen sind zu einem Viertel für die Stilllegung und Demontage und zu drei Vierteln für die Entsorgung vorgesehen.

Nach einem Kostenmodell der Vereinigung deutscher Elektrizitätswerke von 1995 sind für Stilllegung und Abbau der Gebäude sowie der Einrichtungen des Kontrollbereichs eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor Aufwendungen von im Mittel ca. 650 Millionen DM und für ein Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor von im Mittel ca. 770 Millionen DM erforderlich. Hinzu kommen Kosten für die Nachbetriebsphase und für den Abriß der konventionellen Gebäude sowie Risikozuschläge. Die Rückstellungen sind nach heutiger Kenntnis ausreichend, um die Kosten nach Beendigung des Leistungsbetriebes zu decken.

Die Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber (VGB), dem die Betreiber aller Kernkraftwerke in Deutschland und einiger ausländischer Kernkraftwerke angehören, wendet ca. 4–5 Millionen DM jährlich für Erfahrungsauswertung und Erfahrungsrückfluß (→ Kapitel 19 (vii)) auf. In den letzten 10 Jahren wurden darüber hinaus vom VGB ca. 250 Projekte finanziert, von denen ca. ¾ unmittelbare Projekte zur Verbesserung der Sicherheit mit einem Gesamtaufwand von ca. 140 Millionen DM waren.

Staatliche finanzielle Aufwendungen

Die Personalaufwendungen der Länder für Genehmigung und Aufsicht sind in den Länderhaushalten enthalten; die projektspezifischen Kosten für Genehmigung und Aufsicht werden den Antragstellern und Genehmigungsinhabern in Rechnung gestellt (→ Kapitel 8 (1)).

Vom BMU werden mit jährlich ca. 47 Millionen DM 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. Dazu gehört auch die Entwicklung der an künftige Reaktorkonzepte zu stellenden Anforderungen (→ Kapitel 7 (2i)). Weiterhin sind mit ca. 20 % der Aufwendungen enthalten sicherheitstechnische Untersuchungen und Bewertungen sowie Hilfeleistungen für Reaktoren in den Ländern Mittel- und Osteuropas.

Es ist ein Gebot staatlicher Verantwortung und Vorsorge, daß sich die Bundesrepublik Deutschland an den weltweiten Bemühungen zur Weiterentwicklung des Sicherheitsstandards von Kernkraftwerken durch eigene, unabhängige Forschung beteiligt. Das Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) fördert deshalb entsprechende Forschungs- und Entwicklungsprojekte zu grundlegenden Fragen, an deren Beantwortung ein staatliches Interesse besteht. Aus dem Haushalt des BMBF wurden im vergangenen Jahr ca. 52 Millionen DM für Arbeiten zur Reaktorsicherheitsforschung bereitgestellt.

Die Forschungsarbeiten betrafen 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. Diese Forschungs- und Entwicklungsprojekte treiben mit zukunfts- und innovationsorientierten Ansätzen den Stand von Wissenschaft und Technik voran.

Weitere finanzielle Mittel stellt die Bundesrepublik Deutschland aus dem Bundeshaushalt für die Stilllegung derjenigen kerntechnischen Anlagen zur Verfügung, für die der Bund die Verantwortung übernommen hat (Pilotanlagen, Versuchs- und Forschungsreaktoren). Jährlich werden hierfür ca. 230 Millionen DM ausgegeben. Hinzu kommen ca. 65 Millionen DM für die zugehörigen gesetzlichen Endlageraufwendungen.

11 (2) Personal und Personalqualifikation

Die in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke verfügen über Betriebspersonal mit langjähriger praktischer Erfahrung im Kernkraftwerksbetrieb. Bei den Einzelblockanlagen sind ca. 350 Mitarbeiter und bei den Doppelblockanlagen ca. 600 Mitarbeiter tätig. Darüber hinaus gibt es Personal für Projektmanagement, Projektplanung, Genehmigungsverfahren und technische Unterstützung zum Teil auch in den Hauptverwaltungen der Betreiberunternehmen. 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 sind auch Perso-

nal 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 Atomgesetz [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 wesentlicher 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 Richtlinie [3-57-1] überprüft. Im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht (→ Kapitel 7 (2iii)) werden die Fachkundenachweise und die regelmäßigen Schulungsmaßnahmen zum Erhalt der Fachkunde 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 stellt sicher, 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 durch Ausbildungsgänge zum Kraftwerker und zum Kraftwerksmeister der Disziplinen Maschinentechnik, Elektrotechnik, Meß-, Steuer- und Regeltechnik sowie Kerntechnik.

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 besonde-

ren 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 Lizensierungen. 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 Kenntnisnachweise 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 der Kernkraftwerks verantwortlich. Dieser erstellt auf der Grundlage der in [3-39] enthaltenen Lernziele ein anlagen- und aufgabenspezifisches Programm zum Erwerb der Fachkunde und zum Fachkundeerhalt. 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

Neu eingestelltes Schichtpersonal nimmt zunächst an einem dreimonatigen 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 Kundensschulung durch den Hersteller finden Spezialkurse (z. B. Thermohydraulik-, Leitetchnik-, 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 schließt ab mit einer schriftlichen und einer mündlichen Prüfung. Die mündlichen Prüfungen werden von einem Prüfungsausschuß abgenommen, der sich aus Vertretern der Aufsichtsbehörde, unabhängigen Experten, Vertretern der Kursstätten (kerntechnische Grundlagenprüfung) und des Betreibers (anlagenspezifische Prüfung) zusammensetzt. Für eine positive Prüfungsentscheidung ist Einstimmigkeit vorgeschrieben.

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 Kernkraftwerks-warte 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, zum Teil anlagenspezifische Vollsimulatoren. Zwei Simulatoren befinden sich am Anlagenstandort (Stade 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 Mindeststandard der Simulatoren, die Qualifikation der Instruktoren und eine adäquate Kursgestaltung. Für Schulungen zum Erhalt der Fachkunde 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. Normalbetrieb, anomale Betriebszustände, Störfälle und auch auslegungsüberschreitende schwere Störfälle sind die Schwerpunkte der Übungen. Das Schulungsprogramm des Simulatorzentrums wird im Auftrag des Bundesumweltministeriums regelmäßig von einem Gutachter überprüft.

Ein weiterer Simulator wird seit 1990 von der Kernkraftwerks-Herstellerfirma Siemens erst in Karlstein und seit 1997 in Offenbach betrieben. Hierbei handelt es sich im Rahmen des firmeneigenen Trainingszentrums um einen nuklearen Funktionstrainer. Es ist ein Anlagensimulator für die wichtigsten sicherheitstechnischen Vorgänge in einem Druckwasserreaktor neuerer Bauart (4. Generation, Konvoi).

Ein Glasmodell des Primärsystems eines Druckwasserreaktors im Maßstab 1:10 befindet sich beim Kernkraftwerk Biblis 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 Ersts Schulung 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 Wiederholungsschulung beläuft sich auf 100 Stunden; unter Einbeziehung des vorgeschriebenen Simulatortrainings ergeben sich im Durchschnitt etwa 150 Stunden. In die Schulungen 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 Schulungen 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 schweren Störfällen

Tabelle 11-1

Simulatoren für Kernkraftwerke

	Kernkraftwerk	Typ Brutto- leistung MWe	Bezeichnung und Standort des Simulators	a) Hersteller des Simulators b) Anzahl der Signale zur Warte	Schulungsbeginn
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	a) Singer b) 12 900	1977
			Simulator KKS	a) CAE b)	1998 geplant
3	Biblis A KWB A	DWR 1225	D1 KSG/GfS	a) Singer b) 12 900	1977
4	Biblis BKWB 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	S1 KSG/GfS	a) Singer b) 14 800	1978
7	Isar 1 KKI 1	SWR 907	S31 KSG/GfS	a) Atlas Elektronik b) 18 000	1997 bis 1996 am S1
8	Unterweser KKU	DWR 1350	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	S1 KSG/GfS	a) Singer b) 14 800	1978 bis 1997
			Simulator KKK Krümmel	a) Siemens/S3T b) 27 000	1997
12	Gundremmingen B KRB B	SWR 1344	S2 KSG/GfS	a) Siemens b) 21 800	1993
13	Grohnde KWG	DWR 1430	D3 KSG/GfS	a) Krupp Atlas Elektronik b) 26 500	1988
14	Gundremmingen C KRBC	SWR 1344	S2 KSG/GfS	a) Siemens b) 21 800	1993
15	Philippsburg 2 KKP 2	DWR 1424	D42 KSG/GfS	a) Siemens/S3T b) 26 700	1997 bis 1997 am D1, D3
16	Mülheim-Kärlich KMK	DWR 1302	D2 KSG/GfS	a) EAI/Singer b) 23 400	1986
17	Brokdorf KBR	DWR 1440	D43 KSG/GfS	a) Siemens/S3T b) 28 700	1996 bis 1997 am D3
18	Isar 2 KKI 2	DWR 1440	D41 KSG/GfS	a) Siemens/S3T b) 23 000	1996 bis 1995 am D3
19	Emsland KKE	DWR 1363	D41 KSG/GfS	a) Siemens/S3T b) 23 000	1996 bis 1995 am D3
20	Neckarwestheim 2 GKN 2	DWR 1365	D41 KSG/GfS	a) Siemens/S3T b) 23 000	1996 bis 1995 am D3

erforderliche schutzzielorientierte Vorgehen wird bereits seit mehreren Jahren am Simulator trainiert.

Die Gesamtkonzeption der Dreijahres-Programme, der Inhalt und die Behandlungstiefe der Schulungsmaßnahmen 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 der tatsächlich durchgeführten Schulungsmaßnahmen und die Teilnahme des Betriebspersonals nachgewiesen.

Auch für den Leiter einer Anlage sowie für die Fach- und Teilbereichsleiter werden Schulungsmaßnahmen zur Erhaltung der Fachkunde durchgeführt. In diesem Fall zählen hierzu auch die Teilnahme an Fachtagungen und Spezialkursen. Die Durchführung der Schulungsmaßnahmen für diesen Personenkreis wird ebenfalls im jährlichen Bericht an die Aufsichtsbehörde nachgewiesen.

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 Schulungen wird dokumentiert.

Bewertung der Personalqualifizierung

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. Der Erfolg der kontinuierlich optimierten Aus- und Weiterbildung wird durch die geringe Anzahl von personalbedingten Stötereignissen belegt.

Bei stillgelegten Anlagen wird das Personal entsprechend der tatsächlichen Notwendigkeit verringert. In der nach dem Atomgesetz erforderlichen Stilllegungsgenehmigung ist auch die Betriebsorganisation und der aus sicherheitstechnischer Sicht notwendige Personalbestand festgelegt.

12 Menschliche Faktoren

Der sichere Betrieb eines Kernkraftwerkes hängt nicht nur von den technischen Einrichtungen, sondern auch vom zuverlässigen und sicherheitsorientierten Handeln des Personals ab, das die technischen Einrichtungen bedient und instandhält. Neben der entsprechenden Qualifikation des Personals (→ Kapitel 11 (2)) sind eine ergonomische Gestaltung der technischen Einrichtungen und der Arbeitsabläufe sowie Fragen der Personalführung und der betriebsinternen Organisation wesentlich.

Deutsche Kernkraftwerke sind in hohem Grade automatisiert. Dadurch wird das Personal von zahlreichen Handeingriffen entlastet. So sind im betrieblichen Bereich neben umfangreichen Regel- und Steuerungssystemen weitere Automaten für komplexere Schalthandlungen vorhanden. Von besonderer Bedeutung sind die in hoher Qualität ausgeführten automatischen Begrenzungseinrichtungen. Sie beschränken die über die Regelungsbänder hinausgehenden Abweichungen, so daß Reaktorschutzmaßnahmen in der Regel nicht erforderlich werden. Die Begrenzungen stellen auch sicher, daß die in den Störfallanalysen unterstellten Randbedingungen eingehalten werden. Bei Störungen und Störfällen steht ausreichend Zeit für Diagnose und Einleiten von Maßnahmen zur Verfügung. Das Sicherheitssystem ist so konzipiert, daß Störfälle grundsätzlich für mindestens 30 Minuten automatisch beherrscht werden, ohne daß Handeingriffe erforderlich werden. Kürzere Zeiten sind im Ausnahmefall zulässig, bei dem eindeutige Erkennbarkeit der Störsituation und die Durchführbarkeit der Maßnahmen gegeben ist. Bei Funktionsverlust der Warte ist sichergestellt, daß die

Anlage mit Hilfe unabhängiger Notstandssysteme in der Regel ohne Handeingriff in einen sicheren Zustand übergeht und mindestens 10 Stunden darin verbleiben kann. Die Maßnahmen der nicht abschaltbaren Begrenzungs- und Reaktorschutzeinrichtungen besitzen Vorrang vor Handeingriffen und betrieblichen Automaten.

Deutsche Kernkraftwerke werden von einer zentralen Warte aus überwacht und bedient. Die Warte ist mit allen hierzu erforderlichen Informations-, Betätigungs- und Kommunikationseinrichtungen für den Normalbetrieb sowie für Störungen und Störfälle ausgerüstet. Sollte die Warte nicht verfügbar sein, kann das Kernkraftwerk von einer Notsteuerstelle aus in einen sicheren Zustand gebracht und dauerhaft gehalten werden [KTA 3904].

Die Strukturierung der Anzeigen und Stellteile auf den Pulten und Tafeln der Warte unterstützt die Übersicht und die Arbeitsabläufe. Die Anzeigen und Stellteile sind in Fließbildern angeordnet, die den Aufbau der Systeme und die Beziehungen zwischen den Systemen schematisch abbilden. Freigabetasten sichern gegen unbeabsichtigte Betätigung. In allen Kernkraftwerken ergänzen rechnergestützte Informationssysteme das Informationsangebot.

Im Bereich der Instandhaltung sind insbesondere für wiederkehrende Prüfungen umfangreiche technische Maßnahmen getroffen, um Fehlhandlungen zu verhindern oder ihre Auswirkungen zu minimieren [KTA 3201.4; KTA 3211.4; 3-41; 3-43]. Diese Maßnahmen reichen von festinstallierten und verwechslungssicheren Prüfeinrichtungen über Prüfrechner

bis zur automatischen Rückstellung von Sicherheitseinrichtungen durch das Reaktorschutzsystem bei Auftreten einer größeren Störung während der Prüfung. Die Stellung von Armaturen in den Sicherheitseinrichtungen wird laufend über Meldeschleifen und Schlüsselsysteme überwacht, um Fehlstellungen rasch zu erkennen und zu beseitigen.

Neben einer entsprechenden Gestaltung der technischen Einrichtungen ist eine umfassende und lückenlose Betriebsdokumentation [KTA 1404] für das zuverlässige und sicherheitsgerichtete Handeln des Betriebspersonals wichtig. Die im Betrieb und bei Störfällen erforderlichen Handlungen des Personals sind im einzelnen in einem Betriebshandbuch [KTA 1201] festgelegt (→ Kapitel 19 (ii)-(iv)). Es umfaßt einerseits die Betriebsordnungen, die die Aufgaben, Befugnisse und Verantwortlichkeiten des Personals regeln, andererseits die Anweisungen zum Betrieb der Gesamtanlage und der einzelnen Systeme sowie zur Beherrschung von Störungen und Störfällen. Die Einhaltung der sicherheitsrelevanten Vorgaben des Betriebshandbuchs ist Vorschrift. Abweichungen sind nur in Ausnahmefällen zulässig. Prüfvorschriften sind in einem eigenen Prüfhandbuch [KTA 1202] zusammengestellt (→ Kapitel 19 (iii)). Das Vorgehen bei Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten ist im Detail in einer Instandhaltungsordnung gemäß der Instandhaltungsrichtlinie [3-41] festgelegt (→ Kapitel 19 (iii)).

Neben den Unterlagen in Papierform wurde oder wird in vielen Anlagen ein „integriertes Betriebsführungssystem“ eingeführt. Dieses ermöglicht eine rechnergestützte Vorgabe und Kontrolle von Arbeits-

abläufen sowie eine teilweise automatische Überprüfung der einzuhaltenden Randbedingungen.

Die Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen sind im Betriebshandbuch festgelegt (→ Kapitel 19 (iv)). Zur Beherrschung von auslegungsüberschreitenden schweren Störfällen sind in allen Kernkraftwerken Notfallhandbücher verfügbar, die Vorgehen und Maßnahmen festlegen (→ Kapitel 16 (1)).

Eine große Bedeutung für möglichst fehlerfreies Handeln des Personals hat die Betriebsorganisation. In allen deutschen Kernkraftwerken sind Aufgaben und Verantwortungen eindeutig festgelegt, die Funktionen Betrieb, Instandhaltung und Überwachung sind organisatorisch voneinander getrennt. Das Führungskonzept baut auf Fachwissen, Verständnis für die sicherheitstechnischen Zusammenhänge, Schaffung guter Arbeitsbedingungen und der Verantwortung für die Sicherheit auf (→ Kapitel 9).

Die Betriebserfahrung wird systematisch hinsichtlich menschlicher Fehlhandlungen und möglicher Verbesserungsmaßnahmen in diesem Bereich ausgewertet. Seitens der Betreiber wurde zusätzlich ein „Human Factors Programm“ eingeführt, um Fehlhandlungen und organisatorische oder technische Schwachstellen zu identifizieren. Die Ergebnisse des Erfahrungsrückflusses haben zu zahlreichen Optimierungsmaßnahmen sowohl im technischen Bereich als auch bei den Prozeduren, den organisatorischen Regelungen und der Ausbildung geführt. Das Verfahren zur Nutzung der Betriebserfahrung ist in Kapitel 19 (vii) beschrieben.

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 Berücksich-

tigung der Beanspruchungen bei Betrieb und Instandhaltung bis zur Stilllegung des Kernkraftwerkes die Erfüllung der Anforderungen in 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 wer-

den 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 Kernkraftwerks 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 oder 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 muß 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 zielgerichtete Forschungs- und Entwicklungsarbeiten.
- Die erreichten Ergebnisse hinsichtlich eines zuverlässigen und problemlosen Betriebs bestätigen die Wirksamkeit der getroffenen Maßnahmen (→ Kapitel 19 (iii)).

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 (→ 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. 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 Sicherheitsspezifikation 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 Auslegungsfälle 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 mit dem Genehmigungsantrag 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 des Kernkraftwerkes 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

Für die fachspezifischen Aspekte werden von den zuständigen Genehmigungsbehörden in der Regel gemäß § 20 Atomgesetz Sachverständige zur Begutachtung zugezogen (→ Kapitel 8 (1)). Die grundsätzliche Anforderungen an solche Gutachten sind in einer Richtlinie [3-34] formuliert.

Die Gutachter kontrollieren detailliert die vom Antragsteller eingereichten Angaben. Anhand der im Gutachten darzulegenden Bewertungsmaßstäbe werden eigene Prüfungen und Berechnungen – vorzugsweise mit anderen Methoden und Programmen als der Antragsteller – vorgenommen und diese Ergebnisse gutachterlich gewürdigt. Die am Gutachten beteiligten Personen sind unabhängig, frei von Ergebnisweisungen und werden der Behörde namentlich genannt.

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 des Kernkraftwerkes geführt haben, auch für den laufenden Betrieb eingehalten sind. 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

Im Rahmen der Begutachtung der eingereichten schriftlichen Unterlagen werden von den zugezogenen Gutachtern begleitende Prüfungen während der Errichtungsphase durchgeführt. Die 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 auf der Baustelle.

Prüfungen vor Ort während des Betriebes

Die Sachverständigen führen im Auftrag der Aufsichtsbehörde eigene Messungen, Prüfungen und Auswertungen durch oder nehmen an denen des Kernkraftwerksbetreibers 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. Im Extremfall, bei Gefahr im Verzuge, kann dieses bis zur Anordnung der Einstellung des Betriebs gehen (→ Kapitel 7 (2iv)).

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 beauftragt in der Regel zugezogene Sachverständige mit der Bewertung dieser Ereignisse und der vom Betreiber getroffenen oder geplanten Abhilfe- und Verbesserungsmaßnahmen. Die zentrale Erfassung und erste Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse erfolgt im Bundesamt für Strahlenschutz (→ Kapitel 19 (vi) und (vii)).

Spezielle Sicherheitsüberprüfungen

Meldepflichtige Ereignisse, Veränderungen der Anlage oder ihres Betriebes, Instandhaltungsvorgänge oder neuere Erkenntnisse über die erforderliche Sicherheit können zu Sicherheitsüberprüfungen für bestimmte Systeme, Komponenten oder Sachverhalte führen, für die die Aufsichtsbehörde Ausarbeitungen verlangt. Solche Sicherheitsüberprüfungen können auch systematische ganzheitliche Bewertungen der Sicherheit unter Einschluß probabilistischer Analysen umfassen (→ Kapitel 14 (ii)). Diese Überprüfungen und Analysen werden in der Regel ebenfalls von den zugezogenen Sachverständigen bewertet.

Berichterstattung

Jeder Betreiber eines Kernkraftwerkes legt der Aufsichtsbehörde regelmäßig Berichte zum Anlagenbetrieb und weiterhin jährlich einen Bericht zur Information der Reaktor-Sicherheitskommission vor.

14 (ii) Nachprüfung der Sicherheit

Die Kernkraftwerksbetreiber sind gehalten, im Rahmen ihrer Eigenverantwortung für die Sicherheit der Anlagen das Sicherheitsniveau über die gesamte Betriebszeit ihrer Anlagen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik nachzuführen. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, wird die Notwendigkeit und Angemessenheit von Verbesserungen geprüft. Darüber hinaus werden Sicherheitsbewertungen kontinuierlich im Rahmen des Aufsichtsverfahrens, diskontinuierlich oder periodisch durch spezielle Sicherheitsüberprüfungen (z. B. auch probabilistische Sicherheitsanalysen) oder Risikostudien durchgeführt.

Nachfolgend wird auf diese Sicherheitsüberprüfungen und Risikostudien und ihre wesentlichen Ergebnisse näher eingegangen und danach die daraus resultierenden relevanten sicherheitstechnischen Änderungen in den deutschen Anlagen zusammengefaßt.

Weiterhin werden durchgeführte Sicherheitsbeurteilungen im Rahmen internationaler Überprüfungen (OSART-Missionen) angesprochen.

Regelmäßige Sicherheitsnachweise des Betreibers

Erstmals werden die Nachweise vom Antragsteller zur Errichtung der Anlage vorgelegt. Dabei wird im einzelnen gezeigt, daß die Anlage den Vorgaben des gültigen kerntechnischen Regelwerks entspricht und damit über die erforderlichen Sicherheitseigenschaften verfügt (→ Kapitel 14 (i)).

Im Anlagenbetrieb muß regelmäßig nachgewiesen werden, daß die für die Sicherheit der Anlage wesentlichen Systemfunktionen gegeben sind und die aus den Qualitätsanforderungen abgeleiteten Qualitätsmerkmale sich nicht unzulässig verschlechtert haben. Hierzu werden abgestuft nach ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung regelmäßig wiederkehrende Prüfungen an den Sicherheitssystemen durchgeführt. Durch Funktionsprüfungen wird gezeigt, daß die Funktionsfähigkeit von Systemen nach Unterbrechungen (z. B. wegen Instandsetzungsarbeiten) gegeben ist. Außerdem werden beim Anlagenbetrieb regelmäßige und vorbeugende Instandhaltungsmaßnahmen an allen Kraftwerkssystemen durch den Betreiber geplant und durchgeführt sowie die Betriebserfahrungen ausgewertet. Bei der Planung und Durchführung von Qualitätssicherungsmaßnahmen wird grundsätzlich zwischen wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen und den übrigen Maßnahmen der Qualitätssicherung unterschieden.

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 als typisch für ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor (DWR) gelten kann.

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

Bei den Prüfungen und der Auswertung der Betriebserfahrungen wird mit besonderer Aufmerksamkeit

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

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 stellt die Neutronenbestrahlung der druckführenden Wandung des Reaktordruckbehälters dar. Zur Feststellung der Änderungen der Materialeigenschaften infolge Neutronenversprödung 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. Ebenso werden regelmäßig die behördlich auf der Basis des konventionellen Regelwerks geforderten Prüfungen durch den Betreiber durchgeführt (z. B. nach der Dampfkesselverordnung).

Überprüfungen im Rahmen der Bundes- und Länderaufsicht

Im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht der Bundesländer werden Sicherheitsbewertungen sowohl kontinuierlich als auch diskontinuierlich oder periodisch durch spezielle Sicherheitsüberprüfungen, auch anhand von probabilistischen Sicherheitsanalysen durchgeführt und die daraus resultierenden Ergebnisse umgesetzt. Durch die kontinuierliche Aufsichtstätigkeit von 30–40 Mannjahren pro Jahr und Kernkraftwerksblock ist eine intensive Überprüfung der Sicherheit gewährleistet. Darüber hinaus ist hinsichtlich anlagenübergreifender Sicherheitsaspekte die Bundesaufsicht tätig.

Bei den bisherigen Sicherheitsüberprüfungen ergab sich kein Bedarf für Sofortmaßnahmen. Aus anlagen-spezifischen Prüfungen während des Betriebs sowie aus der Auswertung der nationalen und internationalen Betriebserfahrung resultierten aber vielfältige anlagenübergreifende Verbesserungen, die sich in der Regel auf Einzelkomponenten und Instandhaltungsvorgänge bezogen. Auf diese Einzelmaßnahmen wird hier im einzelnen nicht eingegangen. Darüber hinaus gab es Änderungen, die jeweils eine größere Anzahl von Anlagen betrafen. Diese Änderungen sind in der weiter unten folgenden Zusammenstellung der Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen enthalten.

Spezielle Sicherheitsüberprüfungen

Vor dem Hintergrund des schweren Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl erfolgte in den Jahren 1986 bis 1988 eine Sicherheitsüberprüfung aller deutschen Kernkraftwerke durch die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK). Darauf wird nachfolgend eingegangen. Darüber hinaus werden, einer Empfehlung der RSK folgend, seit einiger Zeit periodische Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt in Abständen von ca. zehn Jahren zur Berücksichtigung neuerer sicherheitsrelevanter Erkenntnisse. Periodische Sicherheitsüberprüfungen ergänzen die kontinuierliche Überprüfung im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht. Die in den letzten Jahren durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen bei älteren Anlagen sind teilweise schon als Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfungen zu sehen.

Sicherheitsüberprüfung durch die RSK

Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl hatte die Bundesregierung 1986 veranlaßt, die Reaktor-Sicherheitskommission mit der Durchführung einer Sicherheitsüberprüfung aller Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland zu beauftragen. Dabei waren zu berücksichtigen

- die Betriebserfahrungen, auch ausländischer Anlagen,
- die Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik,
- Ergebnisse der Forschung auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und
- Risikostudien.

Es wurden Auslegungsstörfälle unter dem Aspekt des Erreichens der Schutzziele (→ Kapitel 18 (i)) betrachtet. Ein Schwerpunkt lag außerdem im auslegungsüberschreitenden Bereich und führte zu Vorschlägen für weitere Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (→ Kapitel 16 (1)).

Insgesamt gesehen ergaben sich bei dieser Überprüfung keine Mängel, die Sofortmaßnahmen erforderlich gemacht hätten. Die sicherheitstechnische Ausrüstung der einzelnen Kernkraftwerke ist wegen der jeweiligen Anforderungen zum Zeitpunkt ihrer Genehmigung zwar unterschiedlich; jedoch wurden durch gezielte Nachrüstmaßnahmen, die im Laufe der Zeit durchgeführt wurden, die Kernkraftwerke dem neuen Stand sicherheitstechnischer Überlegungen weitgehend und ausreichend angepaßt.

Periodische Sicherheitsüberprüfungen

Zur Durchführung periodischer Sicherheitsüberprüfungen in Abständen von zehn Jahren haben sich die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke freiwillig verpflichtet. Für einige Kernkraftwerke ist die Durchführung bereits durch Auflagen im Genehmigungsbescheid festgelegt. Insgesamt wurden bisher für zehn Kernkraftwerke deterministische Sicherheitsstatusanalysen abgeschlossen. Probabilistische Sicherheitsanalysen wurden für 14 Kernkraftwerke bereits abgeschlossen, für fünf Kernkraftwerke befinden sie sich in der Bearbeitung (Tabelle 14-2).

Der Durchführung der periodischen Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken sind künftig bundeseinheitliche Leitfäden [3-74] für die deterministische und probabilistische Sicherheitsanalyse zugrunde-zulegen.

Risikostudien, Probabilistische Sicherheitsanalysen

Nach Veröffentlichung der amerikanischen Risikostudie WASH 1400 wurde eine deutsche Risikostudie für einen DWR in zwei Phasen durchgeführt. Die Phase A (1976 bis 1979) orientierte sich methodisch weitgehend an WASH 1400 und behandelte auch radiologische Auswirkungen entsprechend dem damaligen Kenntnisstand. In der Phase B (1985 bis 1989) wurden die Arbeiten mit fortgeschrittenen Methoden weitergeführt, wobei sich die Untersuchungen aber auf eine Bewertung von System- und Kernschadenshäufigkeiten beschränkten. Weiterhin erfolgte in den 90er Jahren für einen neueren Siedewasserreaktor (SWR) ebenfalls eine Sicherheitsstudie mit probabilistischen Bewertungen. Diese im Auftrag von Bundesbehörden durchgeführten Risikostudien hatten das Ziel, zum einen probabilistische Sicherheitsbewertungen methodisch weiter zu entwickeln und zum anderen das Sicherheitsniveau der untersuchten Referenzanlagen zu quantifizieren. Dabei konnten auch wichtige Erkenntnisse über den Einfluß der technischen Auslegung auf das Sicherheitsniveau gefunden werden. Zur Zeit sind Studien in Arbeit, mit denen spezifischen sicherheitstechnischen Fragestellungen, wie z. B. der Bewertung von Ereignisabläufen in besonderen Betriebsphasen (An- und Abfahren, abgeschaltete Anlage), nachgegangen werden soll.

Als ein wichtiges Ergebnis der Risikostudien hat sich ergeben, daß die Bedeutung des Ereignisablaufs „Bruch einer Hauptkühlmittelleitung“ aufgrund der geringen Eintrittshäufigkeit bisher weit überschätzt wurde. Dagegen ist den Ereignisabläufen „Kleines Leck an der druckführenden Umschließung“, „Kühlmittelverlust aus Anschlußleitungen außerhalb des Sicherheitsbehälters“ sowie „Transienten“ aufgrund ihrer im Vergleich zum großen Bruch um viele Größenordnungen höheren Eintrittshäufigkeit bei nicht wesentlich anderer Zuverlässigkeit zur Beherrschung der Ereignisse, eine größere Bedeutung als früher beizumessen.

Bezüglich der Beherrschung eines kleinen Lecks an der druckführenden Umschließung haben Ereignisablaufanalysen ergeben, daß zur Beherrschung je

Tabelle 14-2

Umfassende Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke
Jahr der Vorlage der Prüfungsergebnisse bei der Behörde, Stand 12/97

	Kernkraftwerk		Typ	Vorlage bei der Behörde	
				Probabilistische Sicherheitsanalyse	Sicherheitsstatusanalyse
1	Obrigheim *)	KWO	DWR	1998	1992
2	Stade	KKS	DWR	1997	1987, 2000
3	Biblis A	KWB A	DWR	1991	1991
4	Biblis B	KWB B	DWR	1989	1998 **)
5	Neckarwestheim 1	GKN 1	DWR	1996	1996
6	Brunsbüttel	KKB	SWR	1997	–
7	Isar 1	KKI 1	SWR	1994	1994
8	Unterweser *)	KKU	DWR	1995	1990, 2000
9	Philippsburg 1	KKP 1	SWR	1995	1995
10	Grafenrheinfeld	KKG	DWR	1996	1998
11	Krümmel *)	KKK	SWR	1997	1997
12	Gundremmingen B	KRB B	SWR	1993	1998
13	Grohnde	KWG	DWR	1998	2000
14	Gundremmingen C	KRB C	SWR	1993	1998
15	Philippsburg 2	KKP 2	DWR	1998	1998
16	Mülheim-Kärlich	KMK	DWR	–	–
17	Brokdorf *)	KBR	DWR	1996	1996
18	Isar 2 *)	KKI 2	DWR	1998	1998
19	Emsland *)	KKE	DWR	1998	1998
20	Neckarwestheim 2 *)	GKN 2	DWR	1998	1998

*) Genehmigungsaufgabe zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung

***) von der Behörde geplant

nach Leckgröße und Leckart (Leckage an Rohrleitungen, Leckage aus dem Dampfraum des Druckhalters oder Leckage über ein defektes Dampferzeugerheizrohr) differenzierte Maßnahmen erforderlich sind. Diese Ergebnisse wurden in späteren Sicherheitsbewertungen berücksichtigt.

Weiterhin haben probabilistische Untersuchungen gezeigt, daß eine hohe Zuverlässigkeit der Dampferzeugerbespeisung und der geregelten Frischdampfabgabe für die Beherrschung von Transienten von herausragender Bedeutung für die Anlagensicherheit ist. Daraus resultierten sicherheitstechnische Verbesserungen bei vielen DWR-Anlagen.

Nachrüstungen und sicherheitstechnische Verbesserungen

Die Ergebnisse von durchgeführten Sicherheitsbewertungen und die daraus resultierenden Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen zeigen, daß der genehmigte Sicherheitsstatus der Anlagen mindestens erhalten wurde und auch neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse während des Betriebs der Anlagen angemessen berücksichtigt wurden. Damit konnte die Sicherheit der Kernkraft-

werke dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik erfolgreich nachgeführt werden.

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

Nachfolgend sind die wesentlichen Nachrüstungen und sicherheitstechnischen Verbesserungen, die aus den beschriebenen Sicherheitsüberprüfungen und Risikostudien resultierten und jeweils eine größere Anzahl von Anlagen betrafen, zusammengestellt.

Verbesserung der Störfallfestigkeit

Vor dem Hintergrund der wesentlich verbesserten Störfallfestigkeit, insbesondere von Instrumentierungen, Meßumformern, Kabelanlagen (Verteilungen, Durchführungen, Anschlußkästen) und Stellantrieben für die Druck-, Temperatur- und Feuchtebedingungen in einem Kühlmittelverluststörfall bei den neueren Anlagen wurden die entsprechenden Einrichtungen in den älteren Anlagen eingehend überprüft und ertüchtigt.

Tabelle 14-3

Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken nach Generationen und Baulinien getrennt

× Verbesserung durch Nachrüstung

● bereits in der Auslegung enthalten

Verbesserungsziel Verbesserungsmaßnahmen	DWR-Generation				SWR- Baulinie	
	1	2	3	4	69	72
1. Erhöhte Zuverlässigkeit des bestimmungsgemäßen Betriebs						
Zusätzliche Netzanschlüsse	×	×	●	●	×	●
2. Erhöhte Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitseinrichtungen						
Zusätzliche Notstromdiesel	×	×	●	●	×	●
Zusätzliche Hochdruck- und Niederdruck-Notkühl-systeme (DWR)	×	●	●	●		
Erweiterung der Notkühlsysteme/zusätzliche Einspeisungen (DWR)	×	×	●	●		
Ertüchtigung der Hochdruck-/Niederdruck-Schnittstellen	×	×	×	×	×	×
Autarke Notkühlsysteme/neues diversitäres Notkühl-system (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)					×	×
3. Beherrschung von Notstandsfällen						
Notstandssysteme	×	×	●	●	×	●
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	×	●	●	●	×	●
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)					×	●
6. Notfallvorsorge						
Verbesserung der technischen Einrichtungen für Schadensvermeidung	×	×	×	×	×	×
Verbesserung der technischen Einrichtungen für Schadensminderung	×	×	×	×	×	×

Überprüfung und Erweiterung des Störfallspektrums

Die im Rahmen von Genehmigungsverfahren durchgeführten Störfallanalysen führten im Verlauf der Entwicklung der Anlagen zu einer Erweiterung und Differenzierung der Auslegungstörfälle. Dazu gehört die Konkretisierung der radiologisch repräsentativen Störfälle außerhalb des Sicherheitsbehälters (nicht abgesperrte Meßleitung im Ringraum) sowie die Präzisierung der Dampferzeugerheizrohrleckage. Dies führte dazu, daß bei älteren Anlagen entsprechende Nachweise zur Störfallbeherrschung, z. T. auch in Verbindung mit Ertüchtigungsmaßnahmen, nachträglich ebenfalls erfolgten.

Austausch von Werkstoffen bei Frischdampf- und Speisewasserleitungen und Behältern mit großem Energieinhalt

Ausgehend von früheren Diskussionen zur Berstbarkeit von großen Behältern und Rohrleitungen und anlässlich von Rißbefunden an Frischdampf- und Speisewasserleitungen in SWR wurde von der Reaktor-Sicherheitskommission ein Konzept zum Bruchausschluß von druckführenden Umschließungen erarbeitet. Dieses Konzept beinhaltet Anforderungen zur Basissicherheit an Werkstoff, Konstruktion, Herstellung, Prüfungen sowie die entsprechende Qualitätssicherung, so daß große Brüche sicher ausgeschlossen werden können. Entsprechend diesem Konzept erfolgte bei allen SWR, deren Leitungen bis zur Zweitabspernung nicht den Anforderungen der Basissicherheit genügten, ein Austausch. Bei Siedewasser- und DWR wurde ein solcher Austausch auch bei Behältern mit großem Energieinhalt vorgenommen, soweit dadurch ein deutlicher Beitrag zur Risikominderung erreichbar war.

Erweiterte Nachweise zur Erdbebensicherheit

Aufgrund der methodischen Weiterentwicklung bei der Festlegung der seismischen Kenngrößen zur Erdbebenauslegung und der dynamischen Modellrechnungen zur Auslegung von Bauwerken und Komponenten wurde für Anlagen, bei denen die Erdbebenauslegung vor der Errichtung mit älteren Methoden erfolgt war, eine nachträgliche Überprüfung vorgenommen. Im Einzelfall erfordert das auch technische Ertüchtigungen.

Untersuchungen zu system- und redundanzübergreifenden Ereignisabläufen

Auf Anregung der Reaktor-Sicherheitskommission wurden in den älteren Anlagen, in denen die bautechnische Trennung redundanter Sicherheitseinrichtungen nicht in dem Umfang und in der Art wie in neueren Anlagen realisiert ist, spezielle Überprüfungen vorgenommen. Dabei wurden insbesondere die Auswirkungen von Bränden und von Überflutungen durch Rohrleitungsbrüche oder Instandhaltungsfehler und deren Folgen eingehend untersucht. Weiterhin ist die elektrische Entkopplung der

redundanten Sicherheitsleittechnik überprüft worden. Die Ergebnisse der Untersuchungen führten zu generellen Verbesserungen der Brandschutzmaßnahmen. Bezüglich Überflutungen wurden im Einzelfall zusätzliche anlagenspezifische Maßnahmen getroffen. Ausreichende Entkopplungsmaßnahmen in der Sicherheitsleittechnik sind bis auf eine Anlage, bei der solche Überprüfungen noch nicht abgeschlossen sind, gegeben.

Verbesserung von Brandschutzmaßnahmen

Aufgrund der Entwicklung der Brandschutzkonzepte hin zu vorrangig bautechnischen Brandschutzmaßnahmen sowie der Fortentwicklung der Qualitäts- und Prüfanforderungen an brandschutztechnische Einrichtungen wurden bei älteren Kernkraftwerken umfangreiche Verbesserungen vorgenommen. Neben der allgemeinen Ertüchtigung der bautechnischen Maßnahmen, insbesondere auch zum Schutz von Kabeln, gehörten zusätzliche oder erweiterte Feuerlöschanlagen dazu und, soweit noch nicht vorhanden, eine Betriebsfeuerwehr auf dem Ausbildungsstand einer Berufsfeuerwehr.

Überprüfung des Übergangs von Hochdruck- in Niederdruckbereiche in kühlmittelführenden Systemen

Ausgehend von einem Ereignis, bei dem es zu einem geringen Austrag von Kühlmittel außerhalb des Sicherheitsbehälters kam, wurde in allen Anlagen die Druckabsicherung in Systemen, die an die druckführende Umschließung des Kühlmittels anschließen, sowie auch die Qualität der Absperrungen eingehend überprüft. Im Einzelfall resultierten daraus anlagenspezifische Verbesserungen in der Systemtechnik und der Auslegung von Armaturen.

Nachrüstung eines unabhängigen Nachwärmeabfuhrsystems bei einem SWR

Probabilistische Analysen ergaben Hinweise auf die Notwendigkeit der Verbesserung der Zuverlässigkeit der Funktion der Nachwärmeabfuhr bei einem SWR. Durch Nachrüstung eines von den vorhandenen Systemen unabhängigen und diversitären Systems wurde eine ausreichend hohe Zuverlässigkeit erreicht.

Verbesserung der Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe bei DWR

Zur Erreichung einer höheren Zuverlässigkeit wurden bei einigen Anlagen zusätzliche Systeme zur Notspeisewasserversorgung installiert. Generell konnte aber gezeigt werden, daß unter Berücksichtigung der Notspeisewasserversorgung durch die zusätzlich errichteten Notstandssysteme auch für die Beherrschung von Transienten die erforderliche Zuverlässigkeit erreicht wird. Die Maßnahmen bezüglich der geregelten Frischdampfabgabe bezogen sich anlagenspezifisch insbesondere auf Ertüchtigungen an den Abblaseregelventilen.

Optimierte Beherrschung des Dampferzeugerheizrohrlecks bei DWR

Die in der Phase B der deutschen Risikostudie erfolgte vertiefte Untersuchung der unterschiedlichen Ereignisabläufe bei einem Dampferzeugerheizrohrleck zeigte wesentliche Optimierungsmöglichkeiten sowohl in der Systemtechnik als auch in den Prozeduren auf. Sie betrafen insbesondere die Detektion des betroffenen Dampferzeugers, die Anhebung der Ansprechdrücke zur Frischdampfabgabe an die Atmosphäre und die primärseitige Druckabsenkung zur Reduzierung des Kühlmittelaustrags sowie besondere Abfahrweisen zur Verminderung des Ansprechens der Hochdrucksicherheitseinspeisung. Unter Berücksichtigung der vorgegebenen Anlagentechnik erfolgte eine anlagenspezifische Optimierung bei allen DWR.

Verbesserung der elektrischen Netzanschlüsse und der Notstromversorgung

Zur zuverlässigen Beherrschung längerfristiger Notstromfälle wurden, soweit noch nicht mit der Errichtung schon erfolgt, bei allen Anlagen zwei Netzanschlüsse (Haupt- und Reservenetzanschluß) installiert. Darüber hinaus haben jetzt alle Anlagen eine auch gegen seltene äußere Einwirkungen gesicherte Notstromversorgung.

Erweiterte Automatisierung

Analysen haben gezeigt, daß durch eine Erweiterung der der Sicherheitsleittechnik vorgelagerten leittechnischen Begrenzungen und durch eine weitergehende Automatisierung von Prozeduren zur Beherrschung von Betriebsstörungen die Eintrittshäufigkeit von unzulässigen thermohydraulischen Zuständen und von Transienten erheblich reduziert werden kann. Entsprechende Maßnahmen wurden anlagenspezifisch vorgenommen.

Darüber hinaus wurden ausgehend von Ergebnissen der Phase A der Risikostudie bei den DWR Maßnahmen zum automatisierten Teilabfahren bei Kühlmittelverluststörfällen mit kleinem Leck zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Beherrschung solcher Störfälle durchgeführt.

Entmaschung von Betriebs- und Sicherheitssystemen

Nach den Ergebnissen von Zuverlässigkeitsanalysen ist bei Sicherheitssystemen, die unabhängig von Betriebssystemen funktionieren, eine höhere Zuverlässigkeit gegeben als bei vermaschten Systemen. Darüber hinaus ist dabei auch die Störanfälligkeit der Betriebssysteme geringer. Nach Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission ist deshalb bei neueren Anlagen eine weitgehende Entmaschung der Systeme schon bei der Errichtung realisiert worden. Soweit möglich wurden bei älteren Anlagen nachträgliche Verbesserungen vorgenommen oder der Einfluß auf die Sicherheit im einzelnen bewertet.

Bedeutung gemeinsam verursachter Ausfälle

Alle durchgeführten probabilistischen Bewertungen zeigen eine besondere Bedeutung der gleichzeitigen Ausfallmöglichkeiten mehrerer Redundanzen von Sicherheitseinrichtungen durch Fehler gemeinsamer Ursache. Technische Abhilfe leistet hier eine Diversität der Einrichtungen, der Funktionen oder Prozeduren. Zur gesicherten Bewertung gemeinsam verursachter Ausfälle und der Notwendigkeit zukünftiger Ertüchtigungen sind verbesserte Bewertungsmethoden erforderlich, die derzeit entwickelt werden. In einzelnen Fällen wurden diversitäre Einrichtungen nachgerüstet. So wurden bei allen SWR diversitäre, motorgetriebene Druckentlastungsventile und bei SWR der Baulinie 69 diversitäre Steuerventile für die Sicherheits- und Entlastungsventile nachgerüstet.

Verbesserung der Zuverlässigkeit von Betriebs- und Sicherheitsfunktionen bei abgeschalteter Anlage

Aufgrund von Erkenntnissen aus neueren Untersuchungen zur sicherheitstechnischen Relevanz von Anlagenzuständen bei abgeschaltetem Reaktor wurden oder werden, soweit durch die Anlagenauslegung noch nicht erfolgt, Maßnahmen zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr getroffen, z. B. beim Mitte-Loop-Betrieb der Kühlsysteme.

Verbesserung der Störfallinstrumentierung

Zur Anpassung an den heutigen Stand des Regelwerkes ist in älteren Anlagen die Störfallinstrumentierung [KTA 3502] in Umfang und Qualität ertüchtigt worden. Dabei wurde in allen Anlagen entsprechend der Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission auch eine Erweiterung der Instrumentierung zur besseren Durchführbarkeit von Notfallschutzmaßnahmen vorgenommen.

Beherrschung der Wasserstofffreisetzung bei einem Kühlmittelverluststörfall

Grundsätzlich wurden bei allen Anlagen thermische Rekombinatoren zur langfristigen Begrenzung der integralen Wasserstoffkonzentration auf weniger als 4 Vol.% im Sicherheitsbehälter vorgesehen. Weitergehende Überprüfungen bezogen sich auf lokale Konzentrationen. Dabei zeigte sich, daß in der Regel durch die Anlagengegebenheiten und durch zusätzliche Maßnahmen zur Durchmischung auch keine unzulässig hohen lokalen H_2 -Konzentrationen auftreten können. Ertüchtigungen bezogen sich auf Maßnahmen zur Verbesserung der Durchmischung und auf die Einrichtungen zur Überwachung der H_2 -Konzentrationen.

Nachrüstung von Notstandssystemen

Im Anschluß an die Einführung der Schutzmaßnahmen gegen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle bei den neueren Anlagen wurde bei älteren Anlagen ein von der vorhandenen Sicherheitstechnik räumlich und systemtechnisch unabhängiges Not-

standssystem realisiert, welches unter den Randbedingungen solcher Ereignisse und im Fall von Einwirkungen Dritter ausgefallene Sicherheitsfunktionen, wie Reaktorabschaltung, Speisewasserversorgung und die Nachwärmeabfuhr übernehmen kann. Zu diesen Nachrüstungen gehört auch eine von der Warte unabhängige Notsteuerstelle.

Nutzung von Anlagenreserven für Notfallschutzmaßnahmen

Die Untersuchungen haben ergeben, daß durch die Nutzung von Anlagenreserven für Notfallschutzmaßnahmen bei nicht verfügbaren Sicherheitseinrichtungen die Häufigkeit für Kernschadenzustände erheblich reduziert werden kann und durch spezielle anlagentechnische Notfallschutzmaßnahmen auch eine Schadensminderung bei schweren Störfällen mit Kernschmelzen erreicht werden kann (→ Kapitel 16 (1)).

Ausstattung von Warte und Notsteuerstelle für den Notfallschutz

In Zusammenhang mit der Einführung von anlagen-internen Notfallschutzmaßnahmen wurden Maßnahmen getroffen, um die umfangreichen Überwachungs- und Eingriffsmöglichkeiten von der Warte und der Notsteuerstelle aus auch unter Bedingungen, wie sie bei schweren Störfällen auftreten können, sicherzustellen. Dazu gehört insbesondere eine unabhängige Belüftung der Warte mit der Möglichkeit der Rückhaltung radioaktiver Stoffe sowie einer Verbesserung der Notstromversorgung aus Batterien.

Ertüchtigung der primärseitigen Druckbegrenzung und -reduzierung (DWR)

Zur Verbesserung der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der primärseitigen Druckbegrenzung bei ATWS sowie zur Druckreduzierung für „bleed and feed“ als präventive Notfallschutzmaßnahme wurde, soweit nicht schon bei der Errichtung der Anlage berücksichtigt, eine Ertüchtigung der Druckhalterarmaturen vorgenommen.

Begrenzung der Wasserstoffkonzentration bei schweren Störfällen mit Kernschäden in DWR

Untersuchungen zeigen, daß bei schweren Störfällen mit Kernschäden bis hin zu einem vollständigen Kernschmelzen mit der Entstehung großer Mengen von Wasserstoff zu rechnen ist. Es kann zwar aufgrund der dabei vorliegenden Randbedingungen von einer frühzeitigen, ungesteuerten Verbrennung des Wasserstoffs im Sicherheitsbehälter zu einem für dessen Integrität unkritischen Zeitpunkt ausgegangen werden. Die Reaktor-Sicherheitskommission hat aber darüber hinaus Untersuchungen und Entwicklungen zur frühzeitigen Beseitigung und Reduzierung des Wasserstoffs gefordert. Die Entwicklungen und Vorbereitungen zur Implementierung von Maßnahmen sind, wie auch in Kapitel 16 (1) erwähnt, weitgehend abgeschlossen, mit einer ersten Umsetzung von Maßnahmen ist im Jahr 1998 zu rechnen.

Inertisierung des Sicherheitsbehälters bei SWR

Zur Beherrschung der Wasserstofffreisetzung bei schweren Störfällen in SWR der Baulinie 69 wurde eine Inertisierung des Sicherheitsbehälter im Leistungsbetrieb realisiert. Durch diese Maßnahme werden auch ungünstige Zustände bei Kühlmittelverluststörfällen voll abgedeckt.

Maßnahmen zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters nach schweren Störfällen mit Kernschäden

Zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters bei schweren Störfällen mit Kernschäden hat die Reaktor-Sicherheitskommission für alle Anlagen die Nachrüstung eines Druckentlastungssystems mit Filterung zur Rückhaltung von radioaktiven Aerosolen und Jod gefordert und die Anforderungen an die Auslegung und Einsatzweise spezifiziert. Diese zu den Notfallschutzmaßnahmen gehörenden Einrichtungen sind inzwischen, wie in Kapitel 16 (1) dargestellt, weitgehend realisiert.

Internationale Überprüfungen, OSART-Missionen

In Deutschland wurden bislang auf entsprechenden Antrag hin vier OSART-Missionen der IAEA durchgeführt bei den Kernkraftwerken

- Biblis A (DWR) 1986,
- Krümmel (SWR) 1987,
- Philippsburg 2 (DWR) 1987 und
- Grafenrheinfeld (DWR) 1991 (Mission) und 1993 (Follow-up Visit).

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 in keinem Fall größere Mängel. Im Gegenteil, in allen vier Kraftwerken wurde die gute Anlagenauslegung und eine der ganzheitlichen Sicherheit verpflichtete Betriebsmannschaft hervorgehoben. Die vorgeschlagenen Verbesserungen zu Einzelpunkten wurden in den Anlagen umgesetzt, wie sich am Beispiel der Folge-Inspektion im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld zeigte. Zu diesem Zeitpunkt nicht umgesetzte Anregungen waren solche, bei denen der Genehmigungsprozess noch nicht abgeschlossen war oder eine bundeseinheitliche Regelung zunächst erfolgen sollte.

15 Strahlenschutz

Grundlagen

Die rechtliche Grundlage für den Umgang mit radioaktiven Stoffen ist die Strahlenschutzverordnung [1A-8]. Sie soll Personen, Sachgüter und die Umwelt vor Schäden durch ionisierende Strahlung beim Umgang mit radioaktiven Stoffen, von Kernbrennstoffen und von Kernanlagen im Sinne des § 7 Atomgesetz sowie von Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen durch Festlegung von Anforderungen und Grenzwerten schützen. Die Verordnung wurde im Laufe der Zeit mehrfach geändert, neu gefaßt und an die jeweiligen EURATOM-Grundnormen [1F-15] angepaßt. Eine Novellierung zur Angleichung an die Grundnormen von 1996 wird derzeit bearbeitet. Die EURATOM-Grundnormen geben den Rahmen im Strahlenschutz für die Europäische Union vor. Die Strahlenschutzverordnung regelt die Genehmigungs- und Anzeigepflicht für den Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen, für ihre Ein- und Ausfuhr und ihre Beförderung und schreibt organisatorische und physikalisch-technische Schutzmaßnahmen und medizinische Überwachungen vor.

Maßgeblich für Tätigkeiten im Bereich des Strahlenschutzes sind die in § 28 Strahlenschutzverordnung formulierten Strahlenschutzgrundsätze:

- Jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt ist zu vermeiden.
- Jede Strahlenexposition oder Kontamination 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, wie es auch in dem weltweit anerkannten ALARA-Prinzip (as low as reasonably achievable) formuliert ist.

Die wesentlichen in der Strahlenschutzverordnung festgelegten und in den folgenden Textabschnitten behandelten Dosisgrenzwerte sind in Tabelle 15-1 zusammengestellt.

Beruflich strahlenexponierte Personen

Als Grenzwert der Körperdosis für beruflich strahlenexponierte Personen ist in der Strahlenschutzverordnung eine effektive Dosis von maximal 50 mSv pro Jahr vorgeschrieben. Durch die Übernahme der EURATOM-Grundnormen [1F-15] in deutsches Recht wird künftig ein Grenzwert von 20 mSv im Jahresmittel gelten. Weitere Grenzwerte gelten für Teilkörperdosen und für Beschäftigte, die nicht regelmäßig im Kontrollbereich tätig sind, und für besondere Personengruppen.

In drei aufeinanderfolgenden Monaten dürfen die Körperdosen die Hälfte der Jahresgrenzwerte nicht überschreiten. Die Summe der in allen Kalenderjahren ermittelten effektiven Dosen beruflich strahlenexponierter Personen darf die Gesamt-Lebensdosis von 400 mSv nicht überschreiten.

Abweichend von diesen Grenzwerten können Strahlenexpositionen zugelassen werden, um Störfallfolgen oder eine Gefährdung von Personen zu beseitigen. Die aus solchen Anlässen erhaltenen Körperdosen dürfen in einem Kalenderjahr das Zweifache und im Laufe des Lebens das Fünffache der Jahresgrenzwerte nicht überschreiten.

An Personen, die sich im Kontrollbereich aufhalten, werden die Körperdosen ermittelt. Dazu wird in der Regel die Personendosis gemessen. Alle beruflich strahlenexponierten Personen werden von behördlich dazu ermächtigten Ärzten 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 §§ 44 bis 46 der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte und Anforderungen.

Für die effektive Dosis durch Direktstrahlung ist als Grenzwert 1,5 mSv im Kalenderjahr einschließlich der Strahlenexpositionen aus Ableitungen festgelegt, nach EURATOM-Grundnormen künftig 1 mSv pro Jahr.

Der Strahlenschutzverantwortliche – das ist der Genehmigungsinhaber – hat die technische Auslegung und den Betrieb seiner Anlagen oder Einrichtungen

Tabelle 15-1

Dosisgrenzwerte aus der Strahlenschutzverordnung

§	Geltungsbereich	Zeitraum	Grenzwert [mSv]
	Auslegung und Betrieb kerntechnischer Anlagen		
28	Störfallplanungswerte		
	1 Effektive Dosis, Teilkörperdosis für Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	Ereignis	50
	2 Teilkörperdosis, alle Organe und Gewebe außer 1, 3, 4 oder 5 ...	Ereignis	150
	3 Knochenoberfläche, Haut soweit nicht unter 5	Ereignis	300
	4 Schilddrüse	Ereignis	150
	5 Hände, Unterarme, Füße, Unterschenkel, Knöchel, inkl. Haut ..	Ereignis	500
44	Umgebung kerntechnischer Anlagen		
	Direktstrahlung aus Anlagen einschließlich Ableitungen	Kalenderjahr	1,5
45	Grenzwerte für Ableitungen mit Luft oder Wasser im bestimmungsgemäßen Betrieb		
	1 Effektive Dosis, Teilkörperdosis für Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	Kalenderjahr	0,3
	2 Teilkörperdosis für alle Organe und Gewebe, soweit nicht unter 1 oder 3	Kalenderjahr	0,9
	3 Teilkörperdosis für Knochenoberfläche, Haut	Kalenderjahr	1,8
	Dosisgrenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen		
49	Beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie A		
	1 Effektive Dosis, Teilkörperdosis für Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	Kalenderjahr	50
	2 Teilkörperdosis, alle Organe und Gewebe außer 1, 3 oder 4	Kalenderjahr	150
	3 Schilddrüse, Knochenoberfläche, Haut soweit nicht unter 4	Kalenderjahr	300
	4 Hände, Unterarme, Füße, Unterschenkel, Knöchel, inkl. Haut ..	Kalenderjahr	500
	Beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie B		
	5 Effektive Dosis, Teilkörperdosis für Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	Kalenderjahr	15
	6 Teilkörperdosis, alle Organe und Gewebe außer 5, 7 oder 8	Kalenderjahr	45
	7 Schilddrüse, Knochenoberfläche, Haut soweit nicht unter 8	Kalenderjahr	90
	8 Hände, Unterarme, Füße, Unterschenkel, Knöchel, inkl. Haut ..	Kalenderjahr	150
	Körperdosis in drei aufeinander folgenden Monaten	Quartal	50 % von 1–8
	Körperdosis für Personen unter 18 Jahren	Kalenderjahr	10 % von 1–4
	Teilkörperdosis Gebärmutter für gebärfähige Frauen	Monat	5
	Effektive Dosis	gesamtes Leben	400
50	Beseitigung von Störfallfolgen oder Gefährdung von Personen (nur Kategorie A und über 18 Jahre)	Kalenderjahr	200 % von 1–4
	Beseitigung von Störfallfolgen oder Gefährdung von Personen (nur Kategorie A und über 18 Jahre)	gesamtes Leben	500 % von 1–4

so zu planen, daß die durch Ableitung radioaktiver Stoffe aus diesen Anlagen oder Einrichtungen mit Luft oder Wasser bedingte Strahlenexposition des Menschen jeweils den Grenzwert der effektiven Dosis im Kalenderjahr von 0,3 mSv nicht überschreitet. Weitere Grenzwerte gelten für Teilkörperdosen. Die Festlegung dieser Grenzwerte orientierte sich an den Risikoabschätzungen der ICRP und an der regionalen Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition in Deutschland.

Die Höhe der Ableitungen radioaktiver Stoffe aus den Anlagen mit Luft oder Wasser wird im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren durch die Festlegung maximaler Jahresableitungen und Kurzzeitemissionen so begrenzt, daß die Einhaltung der genannten Dosisgrenzwerte gewährleistet ist.

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 Auslegungsstörfälle (→ Kapitel 18 (i)). Hierzu ist nach § 28 (3) 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 Teilkörperdosen. Die für die Nachweisführung zu benutzenden radiologischen Berechnungsmethoden und -annahmen sind in den Berechnungsgrundlagen [3-33] festgelegt.

Emissionsüberwachung

Bei der möglichen Abgabe radioaktiver Stoffe in Luft, Wasser oder Boden ist sicherzustellen, daß

- eine unkontrollierte Ableitung vermieden wird,
- die abgeleitete Aktivität so gering wie möglich ist und
- die Ableitung überwacht und nach Art und Aktivität spezifiziert der zuständigen Behörde mindestens jährlich angezeigt wird.

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 auslegungsüberschreitenden 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 wesentlichen 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 online 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

Zusätzlich zu den Immissionsmessungen des Betreibers in der Umgebung der Anlage werden von der zuständigen Behörde nach § 48 Strahlenschutzverordnung durch eine unabhängige Institution routinemäßige Immissionsüberwachungen in der Umgebung 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.

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 orientiert. 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 Kraftwerksparemeter 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. Teile des Systems werden schon seit den 50er Jahren betrieben. 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 2000 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 10 % der in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte. Die bilanzierten radioaktiven Stoffe bei Ableitungen aus den deutschen Kernkraftwerken im Jahre 1996 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.

Tabelle 15-2

Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft aus Kernkraftwerken 1996

	Edelgase	Aerosole	Iod 131	Tritium	C-14
	[Bq]				
Druckwasserreaktoren					
Obrigheim	3,3 E + 11	9,2 E + 06	6,3 E + 03	1,5 E + 11	6,1 E + 10 ²⁾
Stade	1,9 E + 12	1,0 E + 06	2,0 E + 06	3,3 E + 11	1,6 E + 11 ³⁾
Biblis A	8,3 E + 10	1,4 E + 06	1,4 E + 07	1,0 E + 11	4,5 E + 10 ⁴⁾
Biblis B	2,5 E + 12	6,2 E + 05	1,6 E + 07	1,2 E + 11	2,7 E + 11 ⁵⁾
Neckarwestheim 1	7,1 E + 11	3,1 E + 06 ¹⁰⁾	3,6 E + 05	2,6 E + 11	7,4 E + 09
Unterweser	3,5 E + 12	1,5 E + 06	9,7 E + 04	5,6 E + 11	5,1 E + 10
Grafenrheinfeld	1,6 E + 11	2,5 E + 06	1,5 E + 05	5,5 E + 11	1,0 E + 11
Grohnde	2,5 E + 13	9,6 E + 05	8,2 E + 06	6,8 E + 11	5,2 E + 10
Philippsburg 2	1,1 E + 12	1,5 E + 05	4,3 E + 05	9,7 E + 11	1,9 E + 11 ⁶⁾
Mülheim-Kärlich	u.N. *)	u.N.	u.N.	8,0 E + 10	4,9 E + 09
Brokdorf	8,0 E + 11	u.N.	6,0 E + 05	3,7 E + 11	2,1 E + 11 ⁷⁾
Isar 2	1,7 E + 11	1,8 E + 06	u.N.	1,3 E + 12	4,7 E + 11
Emsland	1,2 E + 11	6,6 E + 05	u.N.	2,0 E + 12	1,8 E + 11 ⁸⁾
Neckarwestheim 2	3,9 E + 12	1,3 E + 05	3,5 E + 05	1,9 E + 11	1,8 E + 11 ⁹⁾
Siedewasserreaktoren					
Brunsbüttel	7,2 E + 12	3,4 E + 07	1,2 E + 07	4,0 E + 10	7,0 E + 10
Isar 1	1,5 E + 11	1,6 E + 07	2,3 E + 07	5,6 E + 10	2,0 E + 11
Philippsburg 1	5,2 E + 11	2,1 E + 07	4,7 E + 07	7,1 E + 10	5,8 E + 11
Krümmel	1,4 E + 13	8,6 E + 07	2,2 E + 08	4,6 E + 10	8,2 E + 10
Gundremmingen B + C	u.N.	7,4 E + 04	1,4 E + 05	2,2 E + 12	1,6 E + 12

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

2) von diesem Gesamtwert entfallen 7,5 E + 09 Bq auf CO₂3) von diesem Gesamtwert entfallen 2,2 E + 10 Bq auf CO₂4) von diesem Gesamtwert entfallen 8,0 E + 09 Bq auf CO₂5) von diesem Gesamtwert entfallen 2,0 E + 10 Bq auf CO₂6) von diesem Gesamtwert entfallen 4,3 E + 10 Bq auf CO₂7) von diesem Gesamtwert entfallen 9,0 E + 10 Bq auf CO₂8) von diesem Gesamtwert entfallen 1,7 E + 11 Bq auf CO₂9) von diesem Gesamtwert entfallen 1,2 E + 11 Bq auf CO₂

10) von diesem Gesamtwert entfallen 2,6 E + 05 Bq auf Sb 122 (Halbwertszeit < 8 Tage)

Tabelle 15-3

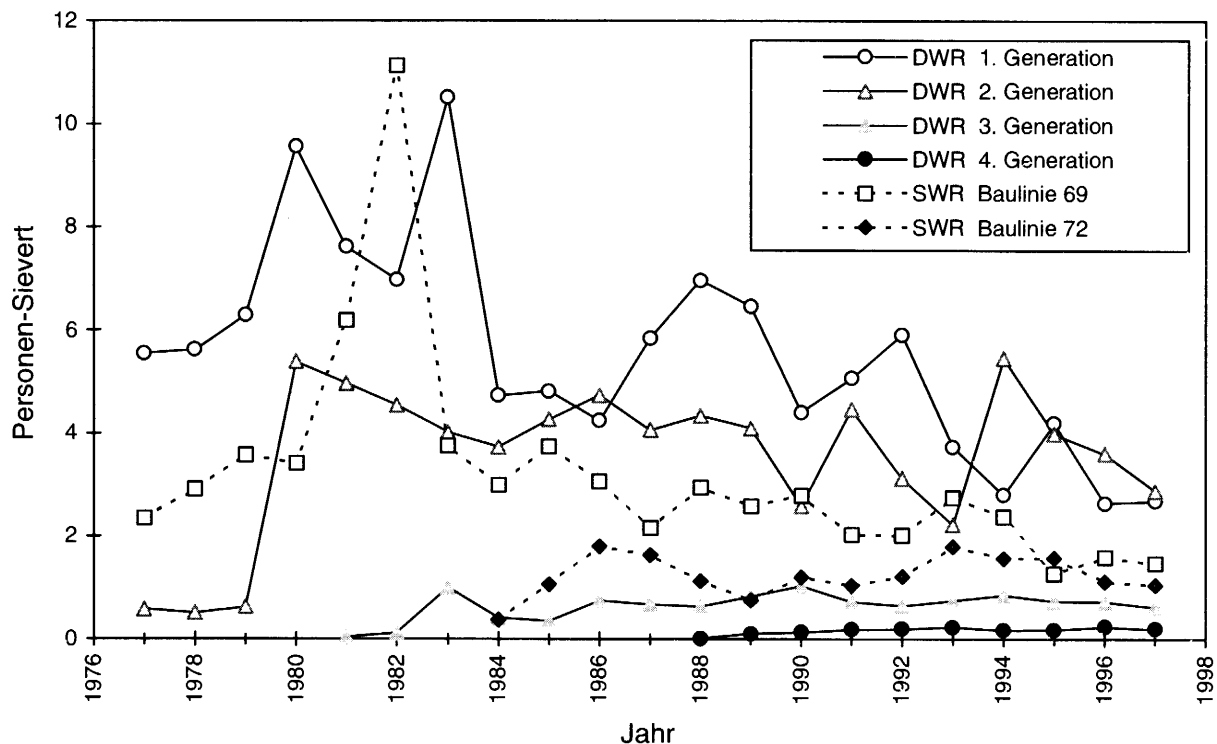
Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken 1996

	Spalt- und Aktivierungs- produkte (außer Tritium)	Tritium	α-Strahler
	[Bq]		
Druckwasserreaktoren			
Obrigheim	3,6 E + 08	5,7 E + 12	u. N. *)
Stade	1,8 E + 08	2,9 E + 12	3,0 E + 05
Biblis A	2,4 E + 07	3,6 E + 12	u. N.
Biblis B	5,0 E + 08	1,1 E + 13	u. N.
Neckarwestheim 1	4,7 E + 06	1,3 E + 13	9,3 E + 04
Unterweser	2,0 E + 08	1,2 E + 13	u. N.
Grafenrheinfeld	1,1 E + 07	1,6 E + 13	u. N.
Grohnde	1,1 E + 08	1,0 E + 13	1,1 E + 05
Philippsburg 2	2,9 E + 08	1,5 E + 13	u. N.
Mülheim-Kärlich	8,9 E + 06	4,9 E + 10	u. N.
Brokdorf	2,6 E + 07	1,4 E + 13	u. N.
Isar 2	2,9 E + 05	2,0 E + 13	u. N.
Emsland	9,8 E + 03	1,2 E + 13	u. N.
Neckarwestheim 2	9,9 E + 07	2,1 E + 13	9,6 E + 04
Siedewasserreaktoren			
Brunsbüttel	1,1 E + 08	3,5 E + 11	4,1 E + 04
Isar 1	1,6 E + 08	1,0 E + 12	2,2 E + 06
Philippsburg 1	8,4 E + 08	5,4 E + 11	3,0 E + 06
Krümmel	1,4 E + 07	6,8 E + 11	u. N.
Gundremmingen B + C	6,4 E + 08	1,1 E + 13	u. N.

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

Abbildung 15-1

Mittlere Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage



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.

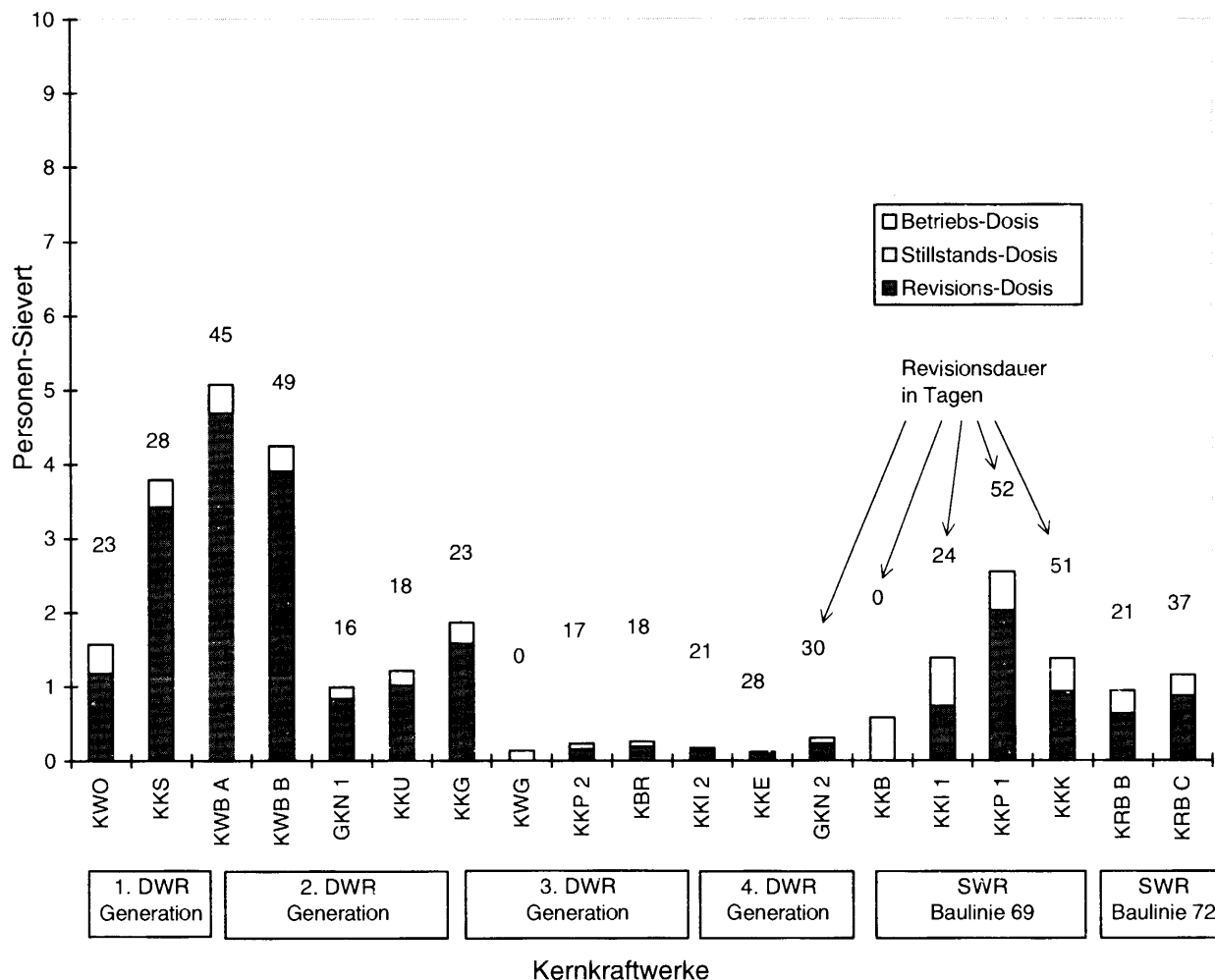
Zum Rückgang der Personendosen haben vor allem die stetigen Verbesserungsmaßnahmen im Strahlenschutz- und Instandhaltungsbereich und bei der Betriebsführung beigetragen. Insbesondere ist hier auf die technische Auslegung der drei zuletzt in Betrieb gegangenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor hinzuweisen. 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 die Siedewasserreaktoren waren in den vergangenen 2 bis 3 Jahren vor allem folgende Nachrüstungen im Hinblick auf die Reduzierung der Personendosis des Betriebs- und Fremdpersonals besonders hervorzuheben:

- Umbau der internen Zwangsumwälzpumpen durch Einführung hydrodynamischer Lagerung für die Pumpenwelle und damit Entfall des wartungs- und strahlenschutzintensiven Lagerdruckwassersystems bei den Siedewasserreaktoren der Baureihe 69 (KKB, KKP 1, KKI 1);
- Durchführung von Austenit-Sonderprüfprogrammen bei allen SWR-Anlagen, veranlaßt durch Rißbefunde in austenitischen Rohrleitungen. Diese Prüfungen an Rohrleitungen führten bei befundbehafteten Leitungen u. a. zu Rohrleitungssanierungen und Rohrleitungsaustausch. Bei diesem Austausch wurde die Anzahl der Schweißnähte stark reduziert, so daß eine Verringerung des Aufwandes für wiederkehrende Prüfungen (→ Kapitel 14 (ii)) an den Rohrleitungen möglich wurde und die Strahlenbelastung des Personals sich weiter erniedrigte.

In dem Zehnjahreszeitraum 1988 – 1997 wurden für bis zu 22 kommerziell betriebene Kernkraftwerke – das sind insgesamt 196 Reaktorbetriebsjahre – insgesamt 2 030 Ereignisse gemeldet, die nach den Kriterien der atomrechtlichen Meldeverordnung [1A-17] meldepflichtig waren (→ Kapitel 19 (vi)). Mit diesen Ereignissen waren keine Grenzwertüberschreitungen bei Abgaben mit Abluft oder Abwasser, keine Überschreitung der zulässigen Personendosen und keine Freisetzungen radioaktiver Stoffe außerhalb des umgrenzten Anlagengeländes verbunden.

Abbildung 15-2

Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 1997 getrennt nach Betriebszuständen

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

16 Notfallvorsorge

16 (1) Notfallvorsorge, Notfallpläne

Die Notfallvorsorge in Deutschland ist darauf ausgerichtet, bei schweren Störfällen (Ereignisse jenseits der beherrschten Auslegungsstörfälle) Auswirkungen auf die Umgebung zu verhindern oder, wenn das nicht mehr möglich ist, zu verringern. Hierzu sind einerseits Maßnahmen innerhalb der Kernkraftwerke vorgesehen (anlageninterner Notfallschutz) und andererseits bestehen Maßnahmenpläne für die Umgebung (Katastrophenschutz). Dabei ist darauf hinzuweisen, daß sich die Notfallvorsorge ausschließlich auf die Maßnahmen bei schweren Störfällen bezieht. Auslegungsstörfälle sind durch automatische Prozeduren zu beherrschen (→ Kapitel 12) und ihre radiologischen Auswirkungen müssen vorgegebenen Planungswerte unterschreiten (→ Kapitel 15).

Der anlageninterne Notfallschutz betrifft nur das Kernkraftwerk selbst und liegt in der Verantwortung des Betreibers. Obwohl es keine rechtlichen Verpflichtungen gibt, haben die Betreiber hierzu umfangreiche Maßnahmen getroffen.

Der Katastrophenschutz liegt nach Grundgesetz in Friedenszeiten in der Kompetenz der einzelnen Bundesländer und wird von den zuständigen Landesbehörden geplant und mit dem Betreiber des Kernkraftwerks abgestimmt. Den rechtlichen Rahmen für den Katastrophenschutz bildet zum einen das Atomgesetz [1A-3] mit der Strahlenschutzverordnung [1A-8], zum anderen die Katastrophenschutzgesetzgebung der einzelnen Bundesländer und das Strahlenschutzvorsorgegesetz [1A-5]. Darüber hinaus sind Richtlinien und Empfehlungen vorhanden.

Anlageninterner Notfallschutz

Anlageninterner Notfallschutz umfaßt alle Maßnahmen, die in einem Kernkraftwerk ergriffen werden, um auslegungüberschreitende schwere Störfälle frühzeitig und sicher zu erkennen, zu kontrollieren und mit möglichst geringen Schäden zu beenden. Die meisten technischen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes wurden in den 80er Jahren entwickelt und verstärkt nach dem Tschernobyl-Ereignis auf Vorschlag der Reaktor-Sicherheitskommission bei den bestehenden Kernkraftwerken eingeführt. Präventive Maßnahmen sollen schwere Kernschäden verhindern, das Hauptziel ist die Erhaltung oder Wiederherstellung der Kernkühlung und die Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand. Schadensmindernde Maßnahmen sollen schwere radiologische Auswirkungen in der Anlage und der Umgebung mildern, das Hauptziel ist hier die Erhaltung der noch vorhandenen aktivitätseinschließenden Barrieren und die Absicherung eines langfristig kontrollierten Zustandes zum Schutz der Umgebung. Eine wesentliche Grundlage ist die flexible Nutzung der Sicherheits- und Betriebssysteme auch außerhalb ihres auslegungsgemäß vorgesehenen Einsatzgebietes sowie die Verwendung externer Systeme.

Um Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes im Ernstfall wirksam durchführen zu können, wurden in den deutschen Kernkraftwerken umfangreiche technische und organisatorische Vorkehrungen getroffen.

Für **Druckwasserreaktoren** betreffen die präventiven Maßnahmen:

- sekundärseitige Druckentlastung und Einspeisung,
 - primärseitige Druckreduzierung mit Einspeisung,
- und die schadensmindernden Maßnahmen:
- gesicherter Gebäudeabschluß,
 - primärseitige Druckentlastung,
 - gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters,
 - H₂-Gegenmaßnahmen,
 - Wartenzuluftfilterung.

Für **Siedewasserreaktoren** betreffen die präventiven Maßnahmen:

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

und die schadensmindernden Maßnahmen:

- gesicherter Gebäudeabschluß,
- Druckentlastung des Reaktordruckbehälters
- gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters,
- Inertisierung des Sicherheitsbehälters oder der Kondensationskammer,
- Wartenzuluftfilterung,

Zu den Hilfsmaßnahmen zur Unterstützung der präventiven und schadensmindernden Maßnahmen für beide Reaktortypen zählen:

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

Die technische Entwicklung der H₂-Gegenmaßnahmen für Druckwasserreaktoren ist fast abgeschlossen, der Einbau von katalytischen Rekombinatoren wurde von der RSK empfohlen. Das Probenahmesystem für die Atmosphäre im Reaktorsicherheitsbehälter ist in Planung. Alle anderen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind mittlerweile in fast allen Anlagen realisiert, ansonsten geplant.

Für künftig zu errichtende Kernkraftwerke sind nach § 7 (2a) des Atomgesetzes Maßnahmen für Abwehr und Milderung der Folgen bestimmter auslegungsüberschreitender schwerer Störfälle bereits bei der Errichtung zu berücksichtigen (→ Kapitel 7 (2i)).

Zu den organisatorischen Voraussetzungen, die in allen Kernkraftwerken für die Bewältigung von Notfällen getroffen sind, gehört ein 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 dem Kerntechnischen Hilfsdienst – 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, die einzelnen zu ergreifenden technischen Maßnahmen sind in einer separaten Unterlage, dem Notfallhandbuch beschrieben. Eine genauere Beschreibung der Handhabung im Übergang vom Betriebshandbuch in das Notfallhandbuch enthält Kapitel 19 (iv).

Alarmierung im Übergang vom Auslegungsstörfall zum Notfall

Um im Übergangsbereich vom Auslegungsstörfall zum auslegungsüberschreitenden schweren Störfall, einem eventuellen Notfall, klare Beurteilungskriterien zu haben, sind Anlagenkriterien und bestimmte radiologische Grenzwerte für Abgaben mit Luft und Wasser im Betriebshandbuch der Anlage festgelegt, bei deren Überschreitung anlagenintern und – je nach Meßwert – auch anlagenextern informiert wird und gegebenenfalls Maßnahmen eingeleitet werden. Das Vorgehen ist in der Alarmordnung, einem Bestandteil des Betriebshandbuchs, vorgeschrieben. Die anlagenexterne Alarmierung betrifft hauptsächlich die atomrechtliche Aufsichtsbehörde und die Katastrophenschutzbehörde, die dann ihrerseits die Informationen weiterleiten und gegebenenfalls Messungen und Maßnahmen veranlassen.

Katastrophenschutz

Die Katastrophenschutzbehörde – je nach Bundesland und Standort können mehrere Behörden zuständig sein – bildet im Ereignisfall die Katastrophenschutzleitung und bei Bedarf eine Technische Einsatzleitung vor Ort [3-15 (1), 3-15 (2)]. Die Katastrophenschutzleitung wird von einer sachkundigen Verbindungsperson aus dem Betreiberpersonal unterstützt, um Informationsaustausch und Koordinierung der Maßnahmen zu fördern. Auch die zuständige atomrechtliche Aufsichtsbehörde stellt eine Verbindungsperson zur Verfügung. Die Feststellung, ob eine Katastrophe vorliegt, trifft die Katastrophenschutzbehörde, der Betreiber liefert die entsprechenden Informationen.

Neben den vorsorglichen Meßprogrammen des Betreibers zur Umgebungsüberwachung während des Betriebs und im Notfall, deren Umfang und Einzel-

heiten in der Genehmigung festgelegt wurden, nehmen auch Landesbehörden und Bundesbehörden unabhängige Messungen vor. Umfang, Art und Häufigkeit der Messungen orientieren sich eng an den Erfordernissen des jeweiligen Falls. Entscheidend für die Einleitung von Maßnahmen in einem Notfall sind die Ergebnisse der Emissions- und Immissionsmessungen im Umkreis des Kernkraftwerkes (→ Kapitel 15). Zur weiteren Beurteilung des Anlagenzustands kann je nach Sachlage auch das Fernüberwachungssystem für Kernkraftwerke KFÜ (→ Kapitel 15) herangezogen werden.

Dosisrichtwerte für die Maßnahmen des Katastrophenschutzes „Verbleiben im Haus“, „Einnahme von Jodtabletten“ oder „Evakuierung“ und Richtwerte für Maßnahmen bei Kontamination sind in den Rahmenempfehlungen [3-15 (1)] genannt, die Dosisrichtwerte orientieren sich an den Empfehlungen der ICRP (Publikation ICRP 40).

Tabelle 16-1

Dosisrichtwerte für Maßnahmen des Katastrophenschutzes

Maßnahme	Ganzkörper (äußere Bestrahlung und Inhalation)		Schilddrüse (Inhalation)		Lunge oder jedes bevorzugt bestrahlte Einzelorgan (äußere Bestrahlung und Inhalation)	
	[mSv]					
	unterer Richtwert	oberer Richtwert	unterer Richtwert	oberer Richtwert	unterer Richtwert	oberer Richtwert
Verbleiben im Haus	5	50	50	250	50	250
Einnahme von Jodtabletten . .	–	–	200	1 000	–	–
			•)	–		
Evakuierung	100	500	300	1 500	300	1 500

*) geplante Änderung:

für Altersgruppen 0–12 Jahre sowie schwangere und stillende Frauen: > 50 mSv

für Altersgruppen 13–45 Jahre: > 250 mSv

Tabelle 16-2

Richtwerte für Maßnahmen bei Kontamination von Haut und Kleidung

Stufe	I	II	III	IV
Kontaminationsbereiche *) [kBq/cm ²]	0,4–4	4–40	40–400	> 400
Dekontaminationsmaßnahmen	zu erwägen	empfohlen	erforderlich	vorrangig erforderlich
Gammadosisleistung in 1 m Abstand [µSv/h]	≤ 1	1–10	10–100	> 100

*) unterhalb von 0,4 kBq/cm² sind keine Dekontaminationsmaßnahmen erforderlich

Darüber hinaus 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. Bestimmte Verhaltensweisen können der Bevölkerung empfohlen werden, um die radiologischen Auswirkungen so gering wie möglich zu halten.

Bei der Festlegung von nationalen Grenzwerten sind, wie bereits erwähnt, stets die entsprechenden Verordnungen der Europäischen Union zu berücksichtigen, die im Strahlenschutzbereich europaweit die Festlegung von Höchstwerten trifft. Im Notfallbereich gelten die Verordnungen unter [1F-30] für Höchstwerte an Radioaktivität in Nahrungs- und Futtermitteln, weiterhin sind die Ausführungsbedingungen in [1F-31] geregelt, die Einfuhrbedingungen im speziellen Fall nach Tschernobyl in den Verordnungen unter [1F-32].

Die großräumige und anlagenunabhängige Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt wird in Deutschland über das bereits beschriebene integrierte Meß- und Informationssystem IMIS vorgenommen (→ Kapitel 15).

Übungen

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

Darüber hinaus werden die Notfallschutzmaßnahmen des Betreibers regelmäßig auf der Anlage geübt, insbesondere auch das Zusammenwirken mit dem internen Krisenstab. Ebenso werden regelmäßig Vorgehensweisen des Katastrophenschutzes trainiert, zum Teil mit Beteiligung eines Krisenstabes auf der Anlage in einer simulierten Unfallsituation, zum Teil nur innerhalb der Katastrophenschutzbehörde. Der Übungsumfang variiert von einfachen Alarmierungsübungen über Stabsrahmenübungen bis hin zu komplexen Szenarien auch unter Beteiligung von Behörden und des Anlagenherstellers. 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.

Übungen mit Behörden der Nachbarländer bei grenznahen Anlagen finden ebenfalls statt. Mitarbeiter des Bundesumweltministerium nehmen ferner unter Einbeziehung unterstützender Stellen und der

Katastrophenschutzbehörden der Bundesländer an den regelmäßigen Übungen der EU (ECURIE-Übungen) und der OECD/NEA (INEX-Übungen) teil.

16 (2) Notfallvorsorge, Information der Bevölkerung und der Nachbarstaaten

Die EURATOM-Richtlinie zur Information der Bevölkerung in radiologischen Notstandssituationen [1F-29] wurde mit der Novelle des § 38 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,
- Auskünfte darüber, wie betroffene Personen sich verhalten und handeln sollen.

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-5], 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 7 der 9 Nachbarstaaten abgeschlossen, nämlich mit den Niederlanden, Belgien, Luxemburg, Frankreich, Schweiz, Österreich und Dänemark. Weitere Abkommen mit den Nachbarstaaten Tschechische Republik und Polen sind paraphiert. Daraus ergibt sich auch eine Zusammenarbeit auf lokaler Ebene an den grenznahen Standorten. Darüber hinaus bestehen entsprechende Hilfeleistungsvereinbarungen mit Litauen und mit der Russischen Föderation; Hilfeleistungsabkommen mit Italien, Bulgarien und Ungarn sind paraphiert.

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

17 Standortwahl

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 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 Seismik,
- Gefährdung von außen durch Hochwasser, Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwellen aus Ereignissen außerhalb der Anlage,
- Verkehrswege hinsichtlich Zugänglichkeit und Zufahrtsmöglichkeiten,
- Abstand zu militärischen Anlagen.

Standortwahl und Raumordnungsverfahren

Nach der Standortvorauswahl durch den Antragsteller, die die o. g. Aspekte zu berücksichtigen hat, erfolgt ein dem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren vorgelagertes Raumordnungsverfahren. Dieses ist für alle Industrieanlagen vorgeschrieben und berücksichtigt alle Einflüsse des vorgesehenen Projektes auf Bevölkerung, Verkehrswege, Landesentwicklung, Landschaftsschutz und den Naturschutz.

Atomrechtliches Genehmigungsverfahren

Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren (→ Kapitel 7 (2ii)) werden die Eigenschaften des Standortes nach den in [3-12] genannten Standortbewertungsdaten und die Auslegung der Anlage gegen äußere Einwirkungen geprüft. Daneben wird 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.

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 äußeren 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 zugrundegelegt. 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 (Hochwasserschutz nach [KTA 2207], Erdbebenauslegung nach [KTA 2201]) 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.

Für die Auslegung gegen Erdbeben wird nach der Regel [KTA 2201.1] ein Bemessungserdbeben (früher Sicherheitserdbeben) zugrundegelegt. 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). Für stärkere Erdbeben wird nach neueren probabilistischen Bewertungen eine Häufigkeit von kleiner 10^{-5} pro Jahr angenommen.

Der Schutz gegen Flugzeugabsturz erfolgte 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 (Treffhäufigkeit 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 zugrundegelegt 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 zugrundegelegt. 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 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.

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 Normalbetrieb 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 Geräuschbelastungen, explizit auf der Grundlage des Gesetzes über die Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-13] 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-3] 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 von $\Delta T = 3 - 5$ 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

Zum Schutz der Bevölkerung in der Umgebung kerntechnischer Anlagen vor der Wirkung ionisierender Strahlung im bestimmungsgemäßen Betrieb (Normalbetrieb einschließlich anomaler Betriebszustände) der Anlage und bei Störfällen sind in der Strahlenschutzverordnung [1A-8] die dabei einzuhaltenden Dosisgrenzwerte und Planungsrichtwerte für die Strahlenexposition der Bevölkerung festgelegt.

Die wichtigsten Grenzwerte für die effektive Dosis sind:

- für den bestimmungsgemäßen Betrieb: 0,3 mSv pro Jahr durch Ableitung mit Luft oder Wasser
- für die Auslegung gegen Störfälle: 50 mSv pro Ereignis. Dieser Dosiswert ist über alle Expositionspfade und einen Zeitraum von 50 Jahren zu ermitteln.

Weitere Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung einschließlich Teilkörperdosen enthält Tabelle 15-1; die Einhaltung dieser Werte wird im Genehmigungsverfahren geprüft (→ Kapitel 15).

Nach [1A-8] ist dafür Sorge zu tragen, daß eine unkontrollierte Ableitung radioaktiver Stoffe in die Umgebung vermieden wird, die maximal zulässigen Aktivitätsabgaben so festgelegt werden, daß die Strahlenexposition die Grenzwerte nicht überschreitet, die abgeleitete Aktivität so gering wie möglich ist und die Ableitung überwacht sowie nach Art und Aktivität spezifiziert der zuständigen Behörde mindestens einmal jährlich angezeigt wird (→ Kapitel 15).

17 (iii) Neubewertung zur Gewährleistung der Sicherheitsakzeptanz (acceptability)

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 periodischen 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 Wirkungsweisen und dem Verhalten der Bauwerke und Komponenten unter den resultierenden Lastannahmen bei den jeweiligen Einwirkungen. Als Ergebnis der Überprüfungen wurden, sofern erforderlich, Maßnahmen derart getroffen, daß nach ihrer Durchführung keine wesentlichen Abweichungen zum Sicherheitsniveau neuerer deutscher Kernkraftwerke vorliegen.

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

Hochwasser

Als Schutzmaßnahmen gegen Hochwasser wurden in den meisten Fällen ausreichend hoch gelegene Standorte gewählt. In den anderen Fällen wurden sicherheitsrelevante Bauwerke mit einer ausreichenden Abdichtung versehen, der Beton wasserundurchlässig ausgeführt und die Höhenlage von Öffnungen (z. B. Türen) oberhalb des höchsten zu erwartenden Hochwassers festgelegt. Im Einzelfall sind mobile Barrieren zur Absperrung von Öffnungen vorgesehen worden. Bei den Neubewertungen wurden einzelne festgestellte Schwachstellen durch geeignete Abhilfemaßnahmen behoben.

Erdbeben

Alle Kernkraftwerke sind entsprechend ihrer seismologische Gefährdung ausreichend gegen Erdbeben ausgelegt. Wegen der großflächigen Einwirkungsmöglichkeit eines Erdbebens sowohl auf das Kernkraftwerk als auch auf die Umgebung sind nicht nur die aktivitätsführenden Anlagenbereiche, sondern grundsätzlich auch alle Bereiche mit sicherheitstechnischen Einrichtungen, einschließlich der Warte, für die im Genehmigungsverfahren festgelegten Lastannahmen ausgelegt. Die entsprechende Berechnung der Bauwerke, Komponenten und Anlagenteile erfolgte bei den älteren Kernkraftwerken mit vereinfachten (quasistatischen) Verfahren und daraus folgenden konstruktiven Vorgaben.

Bei neueren Anlagen wurden zusätzlich dynamische Analysemethoden angewendet. Bei den älteren Anlagen wurden aufgrund fortschreitender methodischer Entwicklungen bei der Ermittlung der seismischen Lastannahmen und der fortgeschrittenen Entwicklung der Nachweisverfahren zur Auslegung Neubewertungen durchgeführt. Sie erfolgten unter Heranziehung von z. B. probabilistisch abgeleiteten Intensitätsvorgaben mit zugeordneten standortspezifischen Bodenantwortspektren und neueren Erkenntnissen aus Forschungsarbeiten wie z. B. Shaker-Versuche an dem stillgelegten Heißdampf-Reaktor HDR in Karlstein, die wesentliche Erkenntnisse zum Verhalten von Bauwerken und Komponenten bei Erdbebenanregungen lieferten.

Als Ergebnis der Neubewertungen konnte festgestellt werden, daß die seismologische Situation an den deutschen Kernkraftwerksstandorten nicht ungünstiger zu bewerten ist als zur Zeit der Errichtung der älteren Anlagen. Ferner haben die unter Berücksichtigung präzisierter seismischer Kenngrößen durchgeführten Neubewertungen gezeigt, daß die anlagentechnischen Einrichtungen in den Anlagen erhebliche Reserven gegen Erdbebenbelastungen aufweisen. Lediglich im Einzelfall hat sich aus den Neubewertungen die Notwendigkeit einer sicherheitstechnischen Ertüchtigung einzelner Komponenten ergeben, die dann durchgeführt wurden.

Als Ergebnis der Neubewertungen konnte festgestellt werden, daß die seismologische Situation an den deutschen Kernkraftwerksstandorten nicht ungünstiger zu bewerten ist als zur Zeit der Errichtung der älteren Anlagen. Ferner haben die unter Berücksichtigung präzisierter seismischer Kenngrößen durchgeführten Neubewertungen gezeigt, daß die anlagentechnischen Einrichtungen in den Anlagen erhebliche Reserven gegen Erdbebenbelastungen aufweisen. Lediglich im Einzelfall hat sich aus den Neubewertungen die Notwendigkeit einer sicherheitstechnischen Ertüchtigung einzelner Komponenten ergeben, die dann durchgeführt wurden.

Flugzeugabsturz

Bei der Auslegung der neueren Anlagen gegen Flugzeugabsturz erfolgte auf Basis der in Kapitel 17 (i) beschriebenen Lastannahmen ein entsprechender baulicher Schutz von Gebäuden und Komponenten. Dieser 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. Für die älteren Anlagen erfolgten nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von Belastungen in Verbindung mit probabilistischen Sicherheitsbewertungen. Als Resultat der probabilistischen Bewertung zeigte sich, daß auch wenn die Reaktorgebäude nicht den definierten Lastannahmen standhalten, insbesondere durch vorgelagerte Gebäude im Falle eines Flugzeugabsturzes von einem ausreichend geringen Risiko auszugehen ist. 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 Flugzeugabsturz als vernachlässigbar zu betrachten.

Explosionsdruckwelle

Gegen eine Explosionsdruckwelle entsprechend den in Kapitel 17 (i) beschriebenen Lastannahmen sind alle neueren Anlagen geschützt. Außerdem werden unter dem Gesichtspunkt möglicher darüber hinausgehender Druckwerte am Unfallort ausreichende Sicherheitsabstände zu potentiellen Explosionsorten (z. B. Transportwegen, Industrieanlagen) eingehalten. 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 neue 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. Gegenstand 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-13] 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.

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-12]. 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.

18 Auslegung und Bau**18 (i) Sicherheitskonzept****Schutzziele**

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 be-

stimmt die Auslegung und das Sicherheitskonzept der Kernkraftwerke. Sie müssen mit einem effektiven Sicherheitssystem 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 eingeschlos-

sen. Dies sind die Brennstabhüllen, die druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislafs und der Sicherheitsbehälter. Um die Integrität der Barrieren zu gewährleisten, müssen folgende vorgelagerte Schutzziele eingehalten werden: die Reaktivität des Reaktorkerns muß in engen Grenzen gehalten und die Brennelemente müssen immer ausreichend gekühlt werden.

Insgesamt sind für Kernkraftwerke vier Schutzziele zu beachten, um den vom Atomgesetz geforderten Schutz zu gewährleisten:

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluß der radioaktiven Stoffe und
- Begrenzung der Strahlenexposition.

Um diese Schutzziele zu erreichen, sind die folgenden 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 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 bei Systemen und Komponenten 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.

Gestaffeltes Sicherheitskonzept

Die Einhaltung der Schutzziele und damit die Integrität der Barrieren wird durch ein gestaffeltes Sicherheitskonzept in mehreren Sicherheitsebenen

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, Begrenzungssysteme	Verhinderung von Auslegungsstörfällen
3	Auslegungsstörfälle		inhärent sicheres Anlagenverhalten, passive und aktive Sicherheitseinrichtungen	Beherrschung von Auslegungsstörfällen
4	(auslegungsüberschreitende) schwere Störfälle	spezielle, sehr seltene Ereignisse	punktueller Maßnahmen	Beherrschung spezieller, sehr seltener Ereignisse
		auslegungsüberschreitende Zustände/Notfälle	Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes	Vermeidung von Kernschäden und Begrenzung der Umgebungsauswirkungen bei Kernschäden

(„defence-in-depth“) gewährleistet. Dieses Konzept besteht aus einer ausgewogenen Kombination von Maßnahmen zur Verhinderung von Störungen und Störfällen, Maßnahmen zu deren Beherrschung und schließlich Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen von eventuellen Unfällen.

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

Folgende Grundsätze werden beachtet:

- 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.

Auf der **zweiten Sicherheitsebene** werden Betriebsstörungen durch inhärente Sicherheitseigenschaften der Anlage und mit Hilfe von aktiven Systemen so begrenzt, daß die Anlage innerhalb der Auslegungsgrenzen für den bestimmungsgemäßen Betrieb gehalten wird. 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** werden Störfälle durch Sicherheitseinrichtungen so beherrscht, daß die Strahlenbelastung für Bevölkerung und Umgebung unterhalb vorgegebener Werte bleibt. Die Auslegung der Sicherheitseinrichtungen bestimmen die Störfälle (Auslegungsstörfälle) werden so definiert, daß sie repräsentativ für eine Gruppe ähnlich verlaufender Ereignisse sind. Im Genehmigungsverfahren wird insbesondere nachgewiesen, daß für radiologisch relevante Störfälle die Strahlenbelas-

stung der am stärksten betroffenen Personen, die in § 28 (3) der Strahlenschutzverordnung vorgegeben wurde, nicht überschritten wird (→ Kapitel 15).

Für die Sicherheitseinrichtungen werden folgende Auslegungsgrundsätze angewendet:

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

Die **vierte Sicherheitsebene** erweitert das gestaffelte Sicherheitskonzept durch Vorkehrungen gegen Ereignisse, die wegen geringer Eintrittswahrscheinlichkeit keine Auslegungsstörfälle sind. Dies umfaßt punktuelle Maßnahmen gegen spezielle, sehr seltene Ereignisse wie Flugzeugabsturz, äußere Druckwelle und ATWS (anticipated transients without scram), darüber hinaus seit den 80er Jahren die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes. Ziel ist es, auch im Fall der extrem unwahrscheinlichen auslegungsüberschreitenden Störfällen schwere Kernschäden zu verhindern und, falls das nicht mehr möglich ist, die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung des Kernkraftwerks zu begrenzen. Die Systeme und Komponenten des Kernkraftwerks müssen dann unter Umständen auch außerhalb ihres normalen Einsatzbereiches eingesetzt werden; eine Beeinträchtigung ihrer normalen Funktion oder eine Beschädigung wird dabei in Kauf genommen, um die übergeordneten Ziele auch in extremen Situationen zu erreichen. Diese Möglichkeiten wurden durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ergänzt, die in Kapitel 16 (1) zusammengestellt sind.

Dieses in vier Ebenen gestaffelte Sicherheitskonzept ist bei allen deutschen Kernkraftwerken realisiert.

Die ursprüngliche sicherheitstechnische Ausrüstung der einzelnen Kernkraftwerke war zwar wegen der entwicklungsbedingt verschiedenen Anforderungen zum Zeitpunkt ihrer Genehmigung nicht einheitlich. Durch gezielte Nachrüstmaßnahmen, die zum Teil in erheblichem Umfang im Laufe der Betriebszeit durchgeführt wurden (→ Kapitel 14 (ii)), wurden die Kernkraftwerke dem fortschreitenden Stand der sicherheitstechnischen Erkenntnisse nachgeführt.

Grundlage für Sicherheitsbeurteilungen der bestehenden Kernkraftwerke im Rahmen periodischer Sicherheitsüberprüfungen sind Störfälle wie in den Tabellen 18-2 (DWR) und 18-3 (SWR) zusammengestellt, und darüber hinaus ein Spektrum von Notfallschutzmaßnahmen für extrem unwahrscheinliche auslegungsüberschreitende Zustände (ebenfalls Tabellen 18). Durch die dafür in den Kernkraftwerken vorhandenen Einrichtungen und Maßnahmen werden radiologische Auswirkungen, die eine Gefahr für die Bevölkerung darstellen, praktisch ausgeschlossen.

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 technischen Ausführung sind in den Richtlinien und Regeln enthalten. Die zugehörigen Regeln des KTA sind in Anhang 2 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.

Um den Einsatz bewährter Techniken sicherzustellen, wird im Einzelnen für passive und aktive Einrichtungen folgendes beachtet:

Passive Einrichtungen

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. Die zuverlässige Beherrschung der Fertigung wird unter praxisnahen Bedingungen nachgewiesen.

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 qualitätsmindernder Faktoren auf die Sicherheitsreserven bei der Herstellung der Komponenten mit Barrierenwirkung wird mit konservativen Annahmen untersucht.

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 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

Die meisten 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. Diese Einrichtungen kommen sowohl im konventionellen Energieerzeugungsanlagen als auch in der chemischen Prozeßindustrie zum Einsatz. Dies gilt auch für die Verwendung von Hilfsstoffen, wie z. B. Öle, Schmierstoffe, Gleitmittel, Treibstoffe, Gase und chemische Stoffe z. B. zur Wasseraufbereitung.

Für die aktiven Komponenten des Sicherheitssystems sind die Anforderungen zum Eignungsnachweis stärker als bei passiven Komponenten auf die Serienfertigung bezogen (→ 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. Umgebungsbedingungen, zu erwarten sind, wird die Eignung durch ergänzende Nachweise belegt. Sofern für bestimmte Komponenten keine industrielle Erfahrung vorliegt, wird 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.

Tabelle 18-2 Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung heranzuziehende Störfälle und (auslegungsüberschreitende) schwere Störfälle, DWR

Ebene 3, Störfälle
3-1 Transienten – Reaktivitätsstörfall durch Ausfahren des wirksamsten Steuerelements oder der wirksamsten Gruppe beim Anfahren – Ausfall der Hauptwärmesenke durch Nichtöffnen der Frischdampfumleiteinrichtung nach Turbinenschnellabschaltung – Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (F: offene Querschnittsfläche der Rohrleitung) – Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall) – Leckagen von Frischdampfleitungen bis 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlußqualität, sonst 2F
3-2 Störfälle mit Kühlmittelverlust Für die Kühlmittelumschließung in typischen Lagen zu unterstellende Leckquerschnitte: – Leckquerschnitt $< 120 \text{ cm}^2$ für – Offenstehen von Druckabsicherungseinrichtungen – Bruch von Anschlußleitungen – Leckagen an Rohrverzweigungen, Durchdringungen und Dichtungen – Leckagen durch Rißöffnungen – doppelendiger Bruch eines Dampferzeugerheizrohres – Leckquerschnitt 0,1F der Hauptkühlmittelleitung bei Ausführung in Bruchausschlußqualität, bis 2F sonst
3-3 Radiologisch repräsentative Ereignisse – Kühlmittelverluste mit – 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 – Bruch einer Rohrleitung in der Abgasreinigungsanlage, – Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung
3-4 Anlageninterne Einwirkungen – 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)
3-5 Anlagenexterne Einwirkungen – Standortspezifische, naturbedingte äußere Einwirkungen (durch Erdbeben und Wetter wie Blitz, Überschwemmung, Wind, Eis und Schnee)
Ebene 4, (auslegungsüberschreitende) schwere Störfälle
4-1 Spezielle, sehr seltene Ereignisse – ATWS – standortspezifische externe zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfälle)
4-2 Anlagenzustände infolge Nichtverfügbarkeit angeforderter Sicherheitseinrichtungen (Notfälle) – 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

Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung heranzuziehende Störfälle und (auslegungsüberschreitende) schwere Störfälle, SWR Tabelle 18.3

Ebene 3, Störfälle
3-1 Transienten – Reaktivitätsstörfälle – 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)
3-2 Störfälle mit Kühlmittelverlust Für die Kühlmittelumschließung in typischen Lagen zu unterstellende Leckquerschnitte: – 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)
3-3 Radiologisch repräsentative Ereignisse – Kühlmittelverluste mit – 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 $< 80 \text{ cm}^2$ für Leckagen durch Rißöffnungen im Bereich zwischen den Steuerstabantrieben im Reaktordruckbehälterboden – Brennelement-Handhabungsfehler, Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes – Hilfsanlagen-Versagen – Bruch einer Rohrleitung in der Abgasreinigungsanlage – Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung
3-4 Anlageninterne Einwirkungen – 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)
3-5 Anlagenexterne Einwirkungen – Standortspezifische, naturbedingte äußere Einwirkungen (durch Erdbeben und Wetter wie Blitz, Überschwemmung, Wind, Eis und Schnee)
Ebene 4, (auslegungsüberschreitende) schwere Störfälle
4-1 Spezielle, sehr seltene Ereignisse – ATWS – standortspezifische externe zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfälle)
4-2 Anlagenzustände infolge Nichtverfügbarkeit angeforderter Sicherheitseinrichtungen (Notfälle) – 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

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 Altersbeurteilung 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 [4-1.1, Regeln der KTA-Reihen 3200 und 1200].

In der Umsetzung der Vorgaben haben sich Bauweisen herausgebildet, die durch folgende Merkmale gekennzeichnet sind:

- 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.

Über die oben genannten allgemeineren Merkmale für alle Barrieren hinaus wurde für die druckführende Umschließung sowie weitere druckführende Komponenten Ende der 70er Jahre das Konzept der Basisicherheit entwickelt. Dieses enthält detaillierte Vorgaben um ein katastrophales Versagen der Anlagenteile aufgrund herstellungsbedingter Mängel auszuschließen. 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 Nachqualifizierungen. Dies spiegelt sich in den Auslegungsmerkmalen der druckführenden Umschließung der verschiedenen Generationen von DWR und SWR wider (→ Anhang 1).

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) (→ Anhang 1).

Die erreichten Ergebnisse hinsichtlich eines zuverlässigen und problemlosen Betriebs lassen sich anhand der Betriebserfahrung wie folgt charakterisieren:

- Die Barriere Brennelementhüllrohr ist sehr zuverlässig. Die Anzahl der Defekte, die zu Undichtheiten führen, ist im Mittel 1-2 pro Anlage und Jahr.
- Die Barriere druckführende Umschließung ist sehr zuverlässig; die Eintrittshäufigkeit von Kleinstleckagen liegt im Bereich von 10^{-1} pro Jahr und Anlage. Leckagen an der Barriere druckführende Umschließung, die zu einem Ansprechen der Sicherheitssysteme 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 wirksam, wie das gleichbleibend niedrige Niveau der Schadensmeldungen über Rohrleitungsschäden der nuklearen Hilfssysteme und des Reaktorkühlkreislaufs bis zur Erstabsperung belegt (Abbildung 18-1). Dabei sind in dieser Abbildung alle Meldungen über Schäden dargestellt, die in den Systemen zur nuklearen Wärmeerzeugung und in den nuklearen Hilfssystemen auftraten. Diese Meldungen umfassen sowohl die wanddurchdringenden Risse mit Leckagen als auch lediglich festgestellte Anrisse ohne Leckagen.
- Die Barriere Sicherheitsbehälter ist sehr zuverlässig. Die Einhaltung der Anforderungen an die Dichtheit wurden in den Prüfungen jeweils nachgewiesen. Funktionseinschränkungen bestanden 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 sehr gering. Insbesondere haben sich bei den Druckwasserreaktoren die letztlich 1987 abgeschlossenen Maßnahmen zur Optimierung der Wasserchemie hinsichtlich des eingesetzten, für Spannungsrißkorrosion unempfindlichen Werkstoffes für die Dampferzeugerheizrohre positiv ausgewirkt (Abbildung 18-2). Seit diesem Zeitpunkt liegt die Zahl der aufgrund von Wandschwächung zu verschleißenden Dampferzeugerheizrohre für alle betriebenen Druckwasserreaktoren in Summe bei nur wenigen Heizrohren pro Jahr.

- Die wiederkehrenden Prüfungen (→ Kapitel 14 (ii) und 19 (iii)) zeigen, daß die Funktionen des Sicherheitssystems sehr zuverlässig sind. Es wurden Funktionsausfälle beobachtet, ohne daß das gestaffelte Sicherheitskonzept in Frage gestellt wurde.
- Die deterministischen Vorgaben für Störfallanalysen wie die Verwendung von zwei physikalisch unterschiedlichen Anregekriterien, die gleichzeitige Unterstellung von Folgeausfällen des einleitenden Ereignisses sowie Ausfälle durch Einzelfehler und gegebenenfalls Ausfälle durch Nichtverfügbarkeit infolge Instandhaltung werden berücksichtigt. Diese Vorgehensweise hat sich bewährt, was sich auch in den sehr hohen Zeitverfügbarkeiten der deutschen Anlagen und den geringen Befunden der regelmäßig wiederkehrenden Prüfungen niederschlägt.

Der laufende Erfahrungsrückfluß (→ Kapitel 19 (vi) und (vii)), wie er auch in Genehmigungen und regulatorischen Festlegungen gefordert wird, stellt sicher, daß aktuelle Informationen zur Qualität bei der Herstellung und zur Zuverlässigkeit des Betriebs aller sicherheitstechnisch wichtigen Systeme vorliegen und Abweichungen vom erwarteten Verhalten rechtzeitig erkannt werden.

Abbildung 18-1

Schadensmeldungen über Rohrleitungsschäden der nuklearen Hilfssysteme und des Reaktorkühlkreislaufs bis zur Erstabsperung

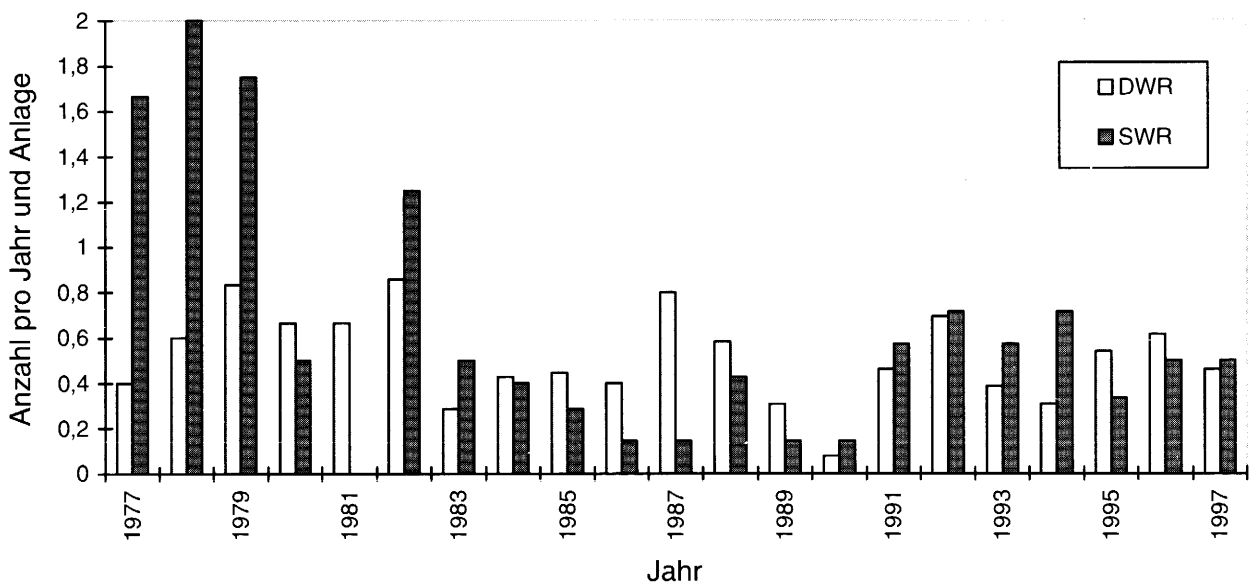
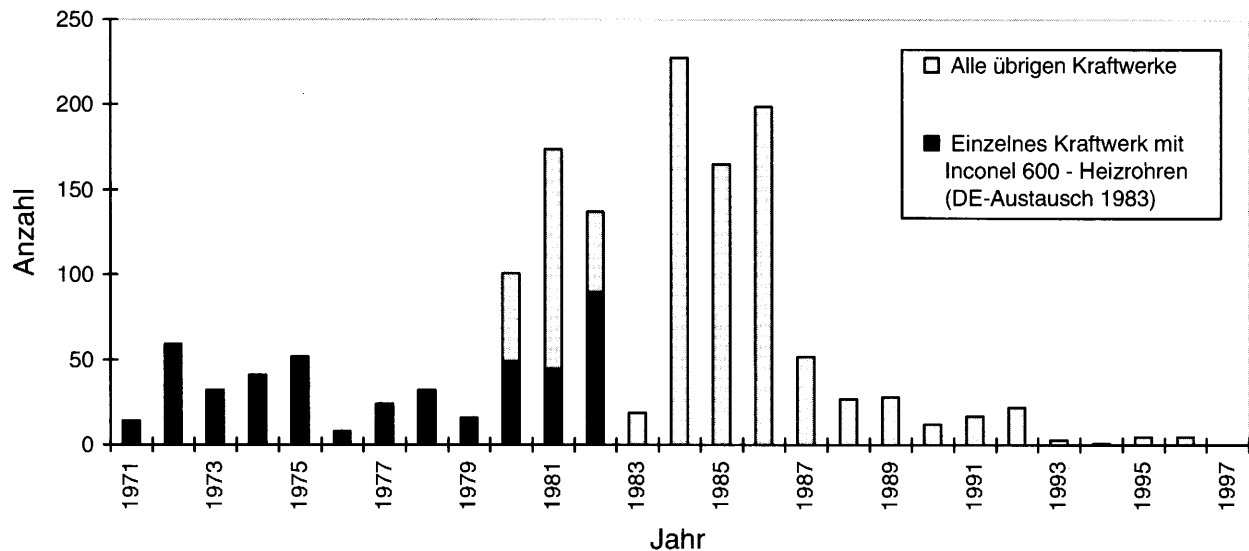


Abbildung 18-2

Anzahl der pro Jahr neu verschlossenen Dampferzeugerheizrohre in DWR**19 Betrieb****19 (i) Technische Grundlagen der Erlaubnis für den Betriebsbeginn**

Die Errichtung, Montage und Inbetriebsetzung der Kernkraftwerke werden in der Regel von einem Generalunternehmer durchgeführt. Nach erfolgreichem Probetrieb übergibt dieser die jeweilige Anlage schlüsselfertig an den Betreiber. Die Verantwortung für die Inbetriebsetzung liegt bis zur Übergabe der Anlage an den Betreiber bei der Inbetriebsetzungsleitung des Herstellers. 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 fertiggestellten 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 herstellerseitigen 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 deterministische Sicherheitsanalyse umfaßt eine Störfallanalyse und eine Systemanalyse. Im Laufe der Zeit wurden in zunehmendem Umfang ergänzende probabilistische Untersuchungen in die Sicherheitsanalyse eingeführt, z. B. Zuverlässigkeitsanalysen für das Reaktorschutzsystem und die Kernnotkühlsysteme.

Die Störfallanalyse untersucht das Verhalten des Kernkraftwerkes bei den nach dem Regelwerk zu unterstellenden Betriebstransienten und Störfällen mit Hilfe aufwendiger Computersimulationen. Die Berechnungsgrundlagen und Berechnungsmethoden berücksichtigen alle bedeutsamen physikalischen Effekte. Die eingesetzten Rechenmodelle sind weitestmöglich experimentell verifiziert. Die Konservativität der Analyseergebnisse wird durch ungünstige Rechenannahmen und Randbedingungen sichergestellt.

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. Insbesondere zielt die Systemanalyse auf die Erfüllung der für die Sicherheitseinrichtungen gemäß [3-1] geltenden Auslegungsgrundsätze:

- Redundanz, Diversität, weitgehende Entmaschung von Teilsystemen, räumliche Trennung redundanter Teilsysteme;
- sicherheitsgerichtetes Systemverhalten bei Fehlfunktion von Teilsystemen oder Anlagenteilen;

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 festgestellten 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
- Nullast- 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 Nullast- und Leistungsversuche bei jeweils derjenigen Leistungsstufe, die technisch und physikalisch zum Nachweis der einwandfreien Funktion der Anlage am zweckmäßigsten ist.

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 der Sicherheitsspezifikation zusammengefaßt. Hierdurch wird ein schneller und lückenloser Überblick über die die Sicherheit der Anlage bestimmenden Grenzwerte, Bedingungen und Maßnahmen gegeben. Sie ist Bestandteil des Betriebshandbuchs (BHB).

Der Teil 2 des BHB enthält als Sicherheitsspezifikation die folgenden Kapitel:

- Voraussetzungen und Bedingungen zum Betrieb einschließlich zulässiger Ausfall- oder Instandsetzungszeiten,
- sicherheitstechnisch wichtige Grenzwerte,
- Festlegungen zum anomalen Betrieb (z. B. Lastabwurf auf Eigenbedarf, Turbinenschnellabschaltung, Ausfall einer Kühlmittelpumpe),
- Meldeverfahren und -kriterien für meldepflichtige Ereignisse.

Bereits mit dem Antrag auf Errichtung des Kernkraftwerkes stellt der Antragsteller die Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs in der Sicherheitsspezifikation zusammen und legt sie zur Prüfung vor. Die von der Genehmigungsbehörde genehmigten Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs müssen jederzeit eingehalten werden. Änderungen dürfen nur mit Zustimmung der Genehmigungsbehörde vorgenommen werden.

Unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen, nationalen und internationalen Betriebserfahrungen sowie neuer Erkenntnisse der Sicherheitsforschung werden die Festlegungen der Sicherheitsspezifikationen permanent 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 Reaktor-druckbehälter tief“ zusätzlich in die Sicherheitspezifikationen aufgenommen.

Grenzwerte des sicheren Betriebs

Die Grenzwerte des sicheren Betriebs umfassen:

- Grenzwerte der automatischen Anregung der Reaktorschutzsystems einschließlich der Dampferzeugerdruckabsicherung bei Druckwasserreaktoren,
- Grenzwerte der dem Reaktorschutzsystem vorgelegten Begrenzungseinrichtungen,
- Aktivitätsgrenzwerte.

Neben diesen sicherheitstechnisch wichtigen Grenzwerten enthält dieses Kapitel 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,
- Meßwerte zur Beurteilung der Auslegungsgrenzen der Aktivitätsbarrieren bei schweren Störfällen,
- 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.

Bedingungen des sicheren Betriebs

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

- die Voraussetzungen und Bedingungen zum Betrieb der Anlage mit z. B. Definition einzuhalten-der 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 Festlegungen zum Umfang der Grenzwerte und den Bedingungen des sicheren Betriebs sowie ihre Zusammenfassung in besonderen gekennzeichneten Abschnitten des Betriebshandbuchs haben sich beim Anlagenbetrieb bewährt.

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

Die Einhaltung genehmigter Verfahren 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 in übersichtlicher Form 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. Nur der Leiter der Anlage bzw. der Schichtleiter trifft Entscheidungen über den Zugang zu geschützten Anlagenbereichen, über die Arbeitsfreigabe sowie über Vorgehensweisen bei Störfällen bis hin zu Gefahr im Verzug.
- Die funktionsspezifischen Aufgaben des Führungspersonals sind klar, eindeutig und vollständig so festgelegt, daß konkurrierende Arbeitsanweisungen von mehreren Führungspersonen vermieden werden.
- Die für die Qualitätssicherung und die Überwachung 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 als schriftliche Anweisungen im Betriebshandbuch und im Prüfhandbuch festgelegt. Die wesentliche Inhalte sind nachfolgend dargestellt; die Festlegungen der Verfahren und Intervalle bei Prüfungen, Inspektionen und Instandhaltung werden am Ende des Kapitels beschrieben.

Betriebshandbuch

Aufbau und Inhalt des Betriebshandbuches entsprechen der Regel [KTA 1201]. Das Betriebshandbuch enthält die im gesamten Kraftwerk gültigen Betriebsordnungen sowie alle betriebs- und sicherheitstechnischen Anweisungen, insbesondere detaillierte

Handlungsanweisungen an das Schichtpersonal in Kombination mit zusätzlichen, an die jeweilige Anlagensituation angepaßten Informationen. Sicherheitspezifikationen sind als solche explizit kenntlich gemacht. Das Betriebshandbuch besteht aus mehreren Teilen:

- Betriebsordnungen
Hierzu zählt 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 Sicherheitspezifikationen. Sie enthalten präzise, vollständige und behördlich genehmigte Anweisungen.
- 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 besonderer Vorkommnisse an die Aufsichtsbehörde und Ablaufbeschreibungen einschließlich Handlungsanweisungen für die Fahrweisen des normalen und anomalen Betriebs. Die im Genehmigungsverfahren betrachteten anomalen Betriebsfälle sind sowohl als Kurzfassung (Strategiepapier) als auch in Form einer Langfassung behandelt. Die Kurzfassung enthält Erkennungskriterien, automatische Maßnahmen, durchzuführende manuelle Maßnahmen und angestrebtes Ziel, angestrebter Zustand und besonders zu überwachende Anlagenparameter. In der Langfassung werden alle Maßnahmen in ihrer zeitlichen Abfolge als Schrittprogramme dargestellt. Dieses Vorgehen wird auch für die Beherrschung von Störfällen angewandt.
- Störfälle
Dieser Teil des Betriebshandbuchs ist analog des Teils Betrieb der Gesamtanlage aufgebaut. Die Vorgehensweise bei Störfällen wird in Kapitel 19 (iv) behandelt.
- Betrieb der Systeme
Hierin sind für alle Systeme die vom Schichtpersonal durchzuführenden Maßnahmen in Form von Schrittprogrammen festgelegt.
- Stör- und Gefahrenmeldungen
Hier sind alle Stör- und Gefahrenmeldungen aufgelistet und die zugehörigen Gegenmaßnahmen einschließlich möglicher Alternativen systembezogen aufgezeigt.

Prüfhandbuch

Aufbau und Inhalt des Prüfhandbuches entsprechen der Regel [KTA 1202]. 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 Prüfdurch-

führung und Ergebnisbewertung, zulässige Abweichungen bei Prüfintervallen, die Vorgehensweisen bei der Beteiligung von unabhängigen Sachverständigen und bei Änderungen des Prüfhandbuchs.

Die Prüfliste ist eine übersichtliche Darstellung aller sicherheitstechnisch wichtigen wiederkehrenden Prüfungen. 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 Sicherheitspezifikationen.

Die Prüfanweisungen bestehen jeweils aus Angaben zu Prüfgegenstand, Prüfgrundlage (z. B. Genehmigungsaufgabe), Prüffart, Prüfziel, Prüfumfang, Hilfsmitteln und Unterlagen, Prüfvoraussetzungen, Prüfdurchführung 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 Systemfunktionen erbracht werden und daß sich die dafür wichtigen Qualitätsmerkmale im Betrieb nicht unzulässig verändern. Auf dieser Basis sind erstmals bei der Errichtung und nachfolgend bei Anlagenänderungen die für die Sicherheit wesentlichen Systemfunktionen, die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten zu identifizieren und entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung die Qualifizierungsnachweise, wiederkehrenden Prüfungen, Inspektionen, vorbeugenden Instandhaltungs- und Wartungsmaßnahmen sowie die zulässigen Systemfahrweisen festzulegen oder zu überprüfen. Basis hierfür ist die Instandhaltungsrichtlinie [3-41]. Unter Berücksichtigung dieser Festlegungen werden während des Betriebs einer Anlage die folgenden Maßnahmen durchgeführt:

- wiederkehrende Prüfungen gemäß Prüfhandbuch, wobei nach dem Prinzip der überlappenden Teilprüfungen vorgegangen wird (z. B. Prüfung der Ansteuerung von Sicherheitsventilen in anderen Intervallen als die Prüfung der Funktion der Ventile selbst),
- regelmäßige vorbeugende Instandhaltungs- und Wartungsarbeiten in Eigenverantwortung des Betreibers,
- Erprobung von Systemen und Komponenten nach Instandhaltungs- und Wartungsarbeiten,
- regelmäßige Auswertung der Betriebs- und Prüfdocumentation,
- Rückführen der Betriebserfahrungen in die betriebliche Praxis.

Die diesem Vorgehen zugrundeliegenden Nachweismethoden haben sich seit der Errichtung der Anlagen infolge neuer Betriebserfahrungen und Erkenntnissen aus der Sicherheitsforschung weiterentwickelt. Zum Zeitpunkt der Errichtung der Anlagen (1969 bis 1989) wurden die Nachweise weitgehend deterministisch geführt. So erfolgte bei der Errich-

tung 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 Prüfkonzpte, bedingt durch fehlende Zugänglichkeit, technische Einschränkungen oder unzureichende Repräsentanz der Prüfungen im Hinblick auf den Anforderungszustand 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 früher die deterministischen Vorgaben probabilistisch überprüft worden (z. B. hinsichtlich Reaktorschutzsystem und Notkühlsystemen). Mit Unterstützung probabilistischer Methoden wurde und wird die Ausgewogenheit des Anlagenkonzeptes und das Zusammenspiel von Anlagentechnik, Anlagenbetrieb und Prüfungen mit Blick auf das gestaffelte Sicherheitskonzept (→ Kapitel 18 (ii)) bewertet. Falls erforderlich, erfolgen Korrekturen oder Optimierungen der Betriebsanweisungen, der betrieblichen Fahrweisen, der Prüfungen und der Systemtechnik. Änderungen sind aber weiterhin Einzelfallentscheidungen unter Berücksichtigung aller anlagenspezifischen Gegebenheiten.

19 (iv) Vorgehensweisen bei Störungen und Störfällen

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. Die grundsätzlichen Verfahrensweisen zur Beherrschung von Störungen und Störfällen sind ähnlich, während die realisierten Schutzmaßnahmen sich im einzelnen unterscheiden. Für die im Genehmigungsverfahren betrachteten Störungen und Störfälle sind an den jeweiligen Ablauf angepaßte Fahrweisen in detaillierten Prozeduren für das Schichtpersonal festgelegt.

Die Prozeduren zur Beherrschung von Störfällen stellen eine Kombination aus schutzzielorientiertem und ereignisorientiertem Vorgehen dar. Das schutzzielorientierte Vorgehen ergänzt die ereignisorientierten Prozeduren, die jeweils zu Gruppen von charakteristischen Ereignissen (z. B. Kühlmittelverluststörfälle, Störungen der Wärmeabfuhr ohne Kühlmittelverlust, Einwirkungen von außen) zusammengefaßt sind.

Das Vorgehen zur Beherrschung von Störungen und Störfällen orientiert sich an folgenden schriftlichen Anweisungen und Hilfen:

- Störfall-Leitschema,
- Störfallentscheidungsbaum,
- Schutzzielkontrolle,
- schutzzielorientierte Störfallbehandlung,
- ereignisorientierte Störfallbehandlung,

Bei Auftreten eines Störereignisses, das eine Reaktorschnellabschaltung zur Folge haben kann, dient dem Schichtpersonal das Störfall-Leitschema (Abbildung 19-1) als erste Orientierung für das grundsätzliche Vorgehen. Im nächsten Schritt wird vom Schichtpersonal eine Schutzzielkontrolle durchgeführt, um festzustellen, ob die Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität (Unterkritikalität),
- Kühlung der Brennelemente (Kühlmittelinventar, Wärmetransport, Druckhaltung primärseitig und Wärmesenke und Dampferzeugerbespeisung sekundärseitig),
- Einschluß der radioaktiven Stoffe (insbesondere Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters)

erreicht sind und damit eine maßgebliche Begrenzung der Aktivitätsabgabe an die Umgebung erreicht wird. Wird festgestellt, daß ein Schutzzielkriterium verletzt ist, so wird versucht, mit Hilfe der schutzzielorientierten Prozeduren die Anlagenparameter wieder in den Normalbereich zurückzuführen. Wird eine Verletzung von Schutzzielkriterien festgestellt und ist das Ereignis einem Störfalltyp zuzuordnen, wird ereignisorientiert vorgegangen.

Im Falle auslegungsüberschreitender Anlagenzustände werden durch das Personal ergänzend Notfallentscheidungsbaume und Notfallprozeduren herangezogen. Der Übergang von der Störfallbehandlung zu Notfallprozeduren ist im Unterkapitel „Schutzzielorientiertes Vorgehen“ des Betriebshandbuches erläutert. Die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen werden in Kapitel 16 (1) genannt.

Schutzzielorientiertes Vorgehen

Das schutzzielorientierte Vorgehen erfordert nicht die Identifizierung des eingetretenen Ereignisses, sondern orientiert sich am beobachteten Anlagenzustand (Symptom). Im Betriebshandbuch sind jedem Schutzziel Anlagenparameter zugeordnet, anhand derer die Einhaltung der Schutzzielanforderungen geprüft werden muß. Gelingt die Wiederherstellung des Zielzustandes nicht, muß anhand festgelegter Kriterien der Übergang zum Notfallentscheidungsbaum erfolgen. Der Notfallentscheidungsbaum weist auf angepaßte Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes hin, die im Notfallhandbuch behandelt werden (→ Kapitel 16 (1)).

Jede schutzzielorientierte Prozedurbeschreibung ist gegliedert in:

- Definition,
- Liste der wichtigen Anlagenparameter,

Beispiel für ein Störfall-Leitschema

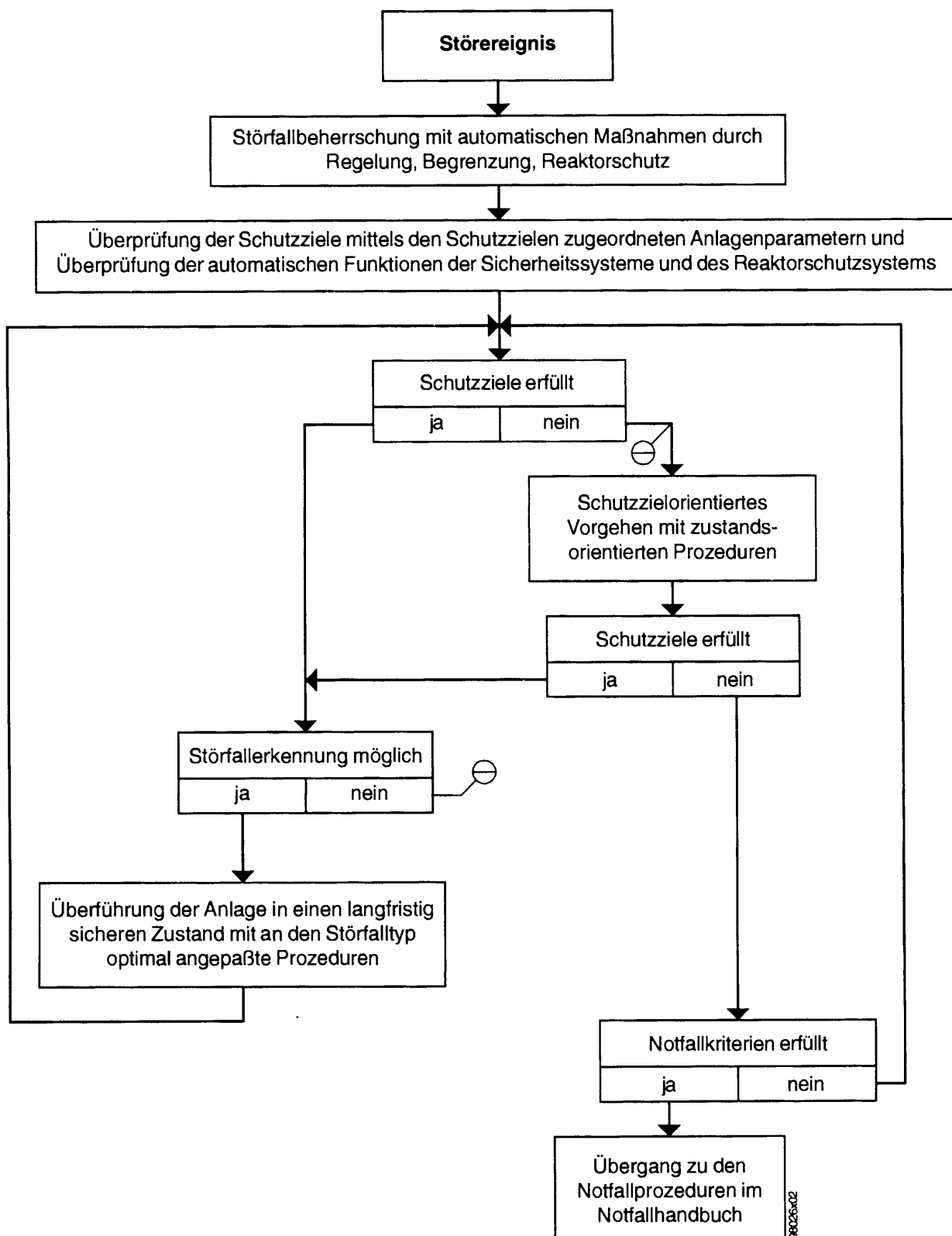
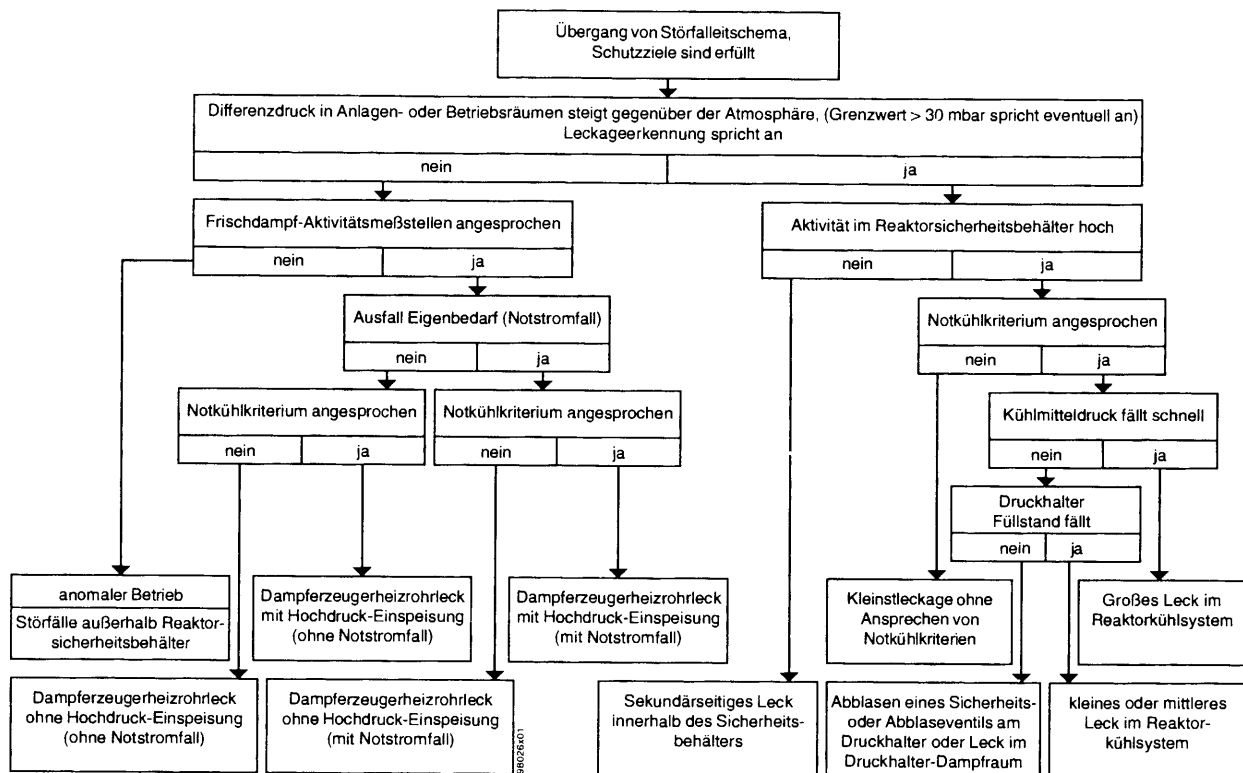


Abbildung 19-2

Störfallentscheidungsbaum (Prinzipdarstellung für einen DWR)

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

Ereignisorientiertes Vorgehen

Ist kein Schutzziel gefährdet oder ist es mit Hilfe der schutzzielorientierten Prozeduren gelungen, die Anlagenparameter wieder in den Normalbereich zurückzuführen, wird mit Hilfe des Störfallentscheidungsbaums (Abbildung 19-2) das Ereignis einem Störfalltyp zugeordnet. Parallel hierzu wird ständig überprüft, ob die Schutzzielkriterien weiterhin eingehalten werden. Wird eine Verletzung von Schutzzielkriterien festgestellt, ist das ereignisorientierte Vorgehen abubrechen und nach dem entsprechenden schutzzielorientierten Verfahren die betroffenen Anlagenparameter wieder in den Normalbereich zurückzuführen. Ist der Störfalltyp mit Hilfe des Störfallentscheidungsbaums nicht zu identifizieren, muß die Anlage ebenfalls nach dem schutzzielorientierten Verfahren in einen langfristig sicheren Zustand über-

führt werden. Ist der Störfalltyp mit Hilfe des Störfallentscheidungsbaums identifiziert, wird die Anlage mit der daran optimal angepaßten ereignisorientierten Prozedur in einen langfristig sicheren Anlagenzustand überführt.

Die ereignisorientierten Prozeduren sind unterteilt in eine Kurzfassung (Strategiepapier) und die sogenannte Langfassung. Im Strategiepapier, welches Bestandteil der Sicherheitsspezifikationen ist, sind die zur Beherrschung der Ereignisse vorgeschriebenen Handlungen festgelegt. Es enthält

- die Kriterien zum Erkennen des Anlagenzustandes oder des Ereignisses,
- die automatisch ablaufenden Aktionen mit Beschreibung der damit verbundenen Anlagendynamik (betriebliche Automaten, Begrenzungen und Reaktorschutzaktionen),
- wichtige Schutzziele der Anlage, die gefährdet werden könnten,
- den mit den Handlungen langfristig anzustrebenden Anlagenzustand und
- die Maßnahmen zum Erreichen des anzustrebenden Anlagenzustands,
- wichtige Anlagenparameter.

Das Strategiepapier dient dem Schichtleiter als Entscheidungshilfe während des Störfallablaufs. In Form von Schrittprogrammen sind alle zur Beherrschung des jeweiligen Ereignisses bedeutsamen Anzeigen, Meldungen und Handlungen festgelegt. Hierbei sind die jeweiligen Anlagenkennzeichen aufgeführt und es werden situationsabhängige Hinweise auf vorhandene Alternativen oder Besonderheiten gegeben und bei Teilschritten der erwartete Ablauf mit Anzeigen, Grenzwerten und Tendenzangaben. In Anhängen zu den Prozeduren werden Hintergrundinformationen gegeben, die das Verständnis des Ereignisablaufs erleichtern. Mögliche Varianten im Ereignisablauf werden durch Verzweigungen innerhalb der Anweisungen oder durch Aufteilung in mehrere Prozeduren berücksichtigt.

Die Anwendung der ereignisorientierten Prozeduren setzt voraus, daß die Schutzzielkriterien erfüllt werden und daß der Ereignistyp eindeutig identifiziert werden kann. Die Einhaltung dieser Voraussetzungen wird mit Hilfe des Störfall-Leitschemas und des Störfallentscheidungsbaums sichergestellt, die zu den Sicherheitsspezifikationen der Anlage gehören.

Die Langfassung der ereignisorientierten Prozeduren dient dem Reaktorfahrer und den Anlagenfahrern zur Störfallbehandlung. Die Gliederung der Langfassung entspricht der Gliederung des Strategiepapiers. Die Langfassung stellt ein detailliertes Schrittprogramm des Ereignisablaufs dar mit allen Betriebsvorgängen, die automatisch ablaufen oder von Hand durchgeführt werden müssen. In Querverweisen wird dabei auf andere Kapitel des Betriebshandbuchs verwiesen.

19 (v) Ingenieurtechnische und technische Unterstützung

Die ingenieurtechnische und technische Unterstützung basiert auf dem bewährten Ausbildungssystem für technische Berufe in Deutschland und auf den in fast vier Jahrzehnten gesammelten deutschen Erfahrungen mit der Kernenergie im großtechnischen Einsatz. Den jeweiligen Tätigkeiten entsprechend liegen die Erfahrungen bei den mit Herstellung, Errichtung, Begutachtung, Genehmigung und Betrieb der Kernkraftwerke befaßten Firmen und Institutionen 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 dem kompetenten Betrieb der Anlage und beim Simulatortraining erbracht (→ Kapitel 11 (2)).

Der für den Anlagenbetrieb unmittelbar zuständige Fachbereich Produktion wird gemäß der in deutschen Kernkraftwerken vorhandenen Organisationsstruktur durch Service-Einheiten für Technik, Instandhaltung und Überwachung unterstützt. Diese Organisationseinheiten haben klar definierte Service-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 die Anlagen- und Komponentenhersteller sowie die wissenschaftlich-technischen Einrichtungen wie Universitäten, Institute und Forschungseinrichtungen zusätzlich 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, 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 sowie für die mit diesen Arbeiten verbundene 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.

Tabelle 19-1

Anzahl meldepflichtiger Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Kategorien

Jahr	Anzahl	Meldekategorien				INES-Stufen		
		S	E	N	V	0	1	≥ 2
1988	292	0	10	279	3	–	–	–
1989	301	0	10	289	2	–	–	–
1990	224	1	8	214	1	–	–	–
1991	243	0	10	233	0	232	11	0
1992	224	0	3	221	0	216	8	0
1993	179	0	2	177	0	172	7	0
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

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, nachdem 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 lassen sich 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. In diesen Kategorien wurde der Gesichtspunkt der Verpflichtung der Behörden zu vorsorglichem Handeln berücksichtigt:

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 Forschungsreaktoren sowie 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 den für das Bundesumweltministerium tätigen Gutachter, die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), und an das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS). 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 wird 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.

Beim BfS werden die Informationen über meldepflichtige 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 19-3 und 19-4 zeigen diese Ereignisse nach Art des Auftretens – spontan oder prüfungsbedingt – sowie nach dem dabei herrschenden Betriebszustand der Anlage und ob Auswirkungen auf den Betrieb erfolgten. Nachgemeldete Ereignisse und in einigen Fällen nachträglich korrigierte Einstufungen sind in den Darstellungen bereits berücksichtigt.

Die Abbildung 19-5 zeigt die Entwicklung der mittleren Anzahl der Reaktorschnellabschaltungen in den letzten 10 Jahren mit Darstellung ihrer wesentlichen Ursachen.

Abbildung 19-3

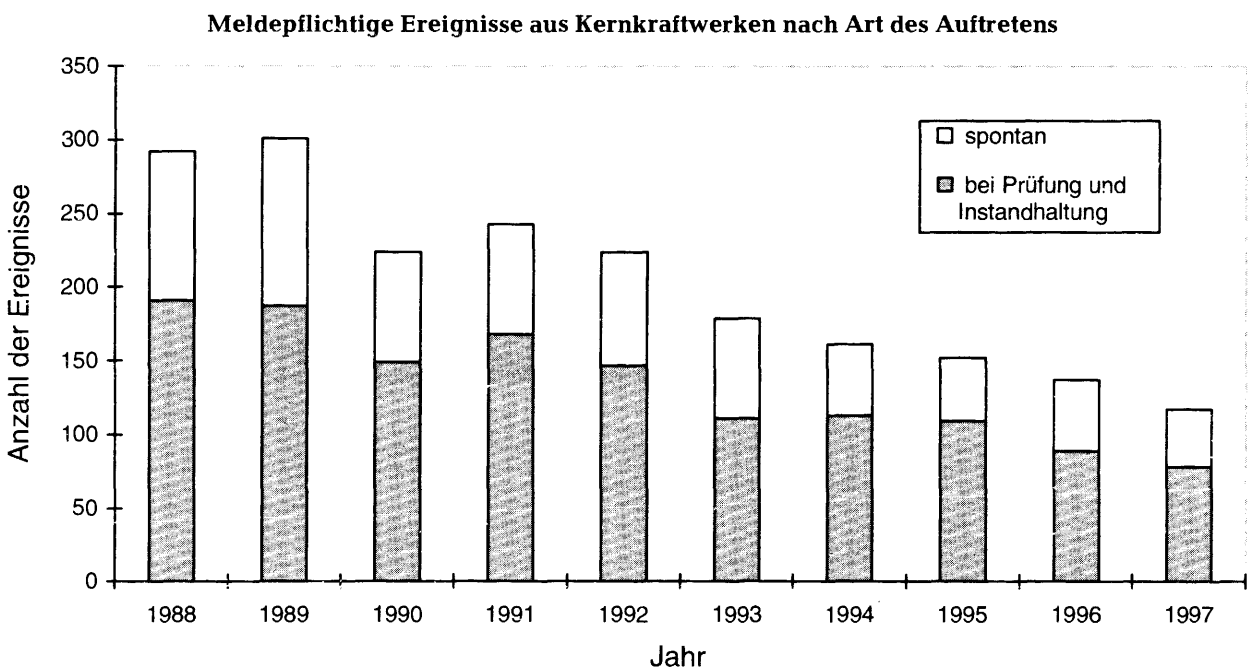


Abbildung 19-4

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

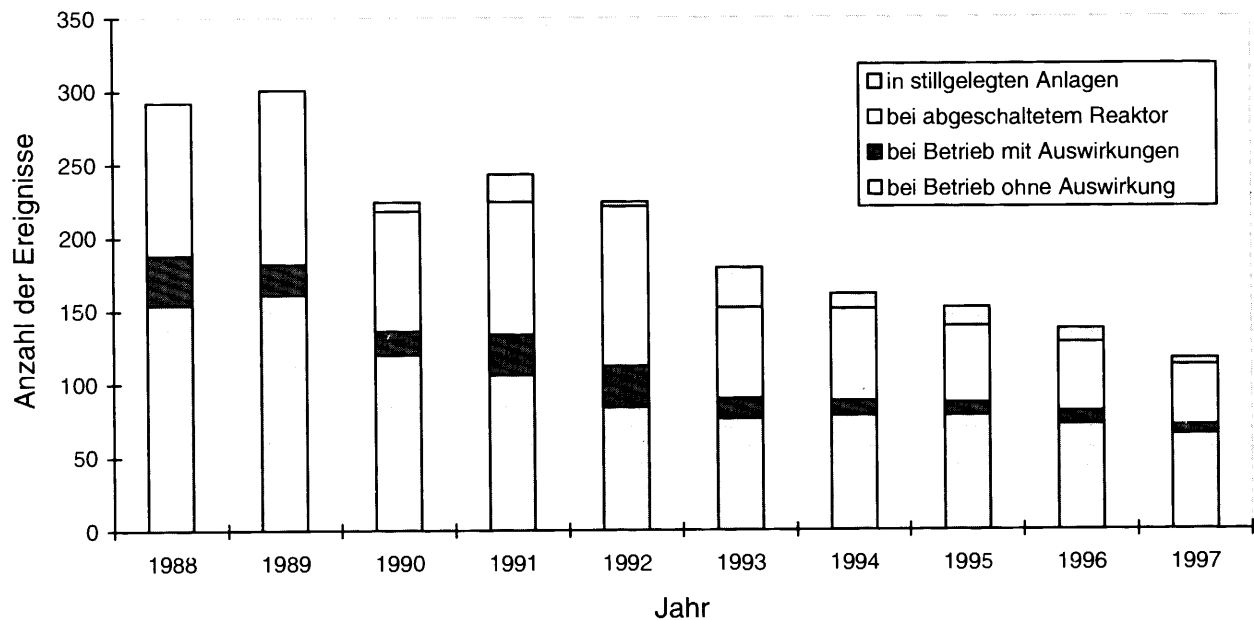
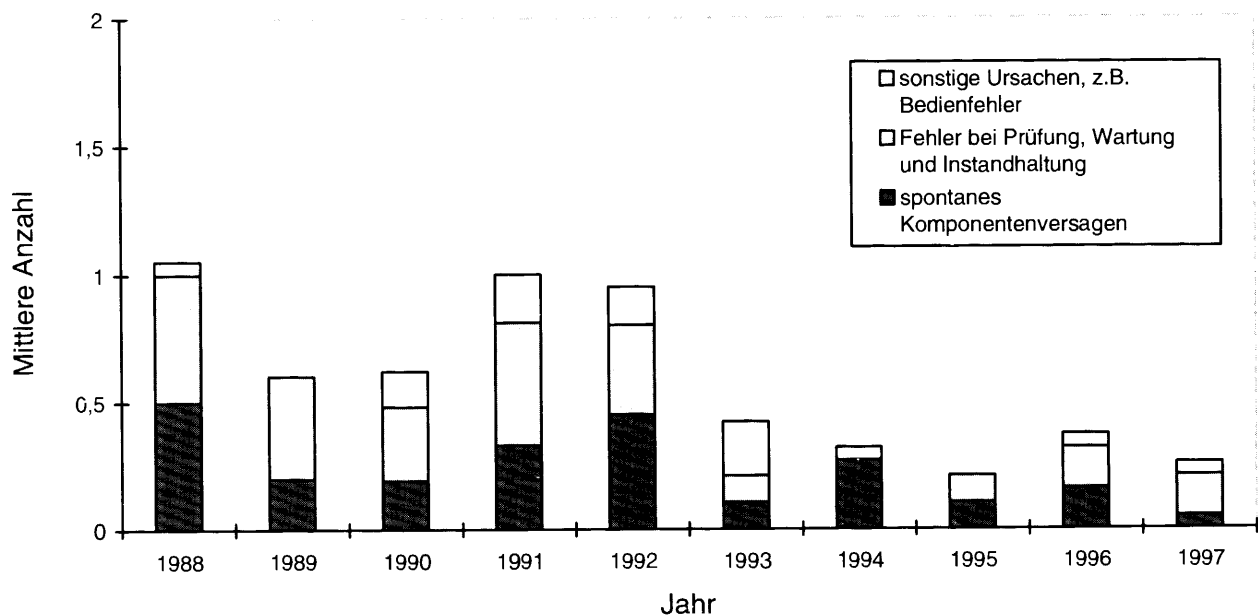


Abbildung 19-5

Mittlere Anzahl ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr



Eine vertiefte Bewertung sicherheitstechnisch bedeutsamer Ereignisse wird durch die GRS durchgeführt und sofern sich eine Übertragbarkeit der Ergebnisse auf andere Anlagen ergibt allen atomrechtlichen Landesbehörden, Gutachtern, Herstellern und Kernkraftwerksbetreibern in Form von Weiterleitungsnachrichten zugesandt (→ Kapitel 19 (vii)).

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 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 und dem heute erreichten hohen Reifegrad und Sicherheitsniveau beigetragen. Beteiligt sind die Betreiber der Kernkraftwerke selber, die Hersteller, die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden des Bundes und der Länder und ihre Gutachter.

Auch in der Reaktor-Sicherheitskommission werden die wesentlichen meldepflichtigen Ereignisse und Betriebserfahrungen regelmäßig diskutiert und im Hinblick auf Übertragbarkeit und Relevanz auf andere Kernkraftwerke bewertet. Dies schließt ebenso Betriebserfahrungen und Vorkommnisse aus ausländischen Anlagen und ihre Übertragbarkeit und Relevanz auf die deutschen Kernkraftwerke ein.

Nicht meldepflichtige Ereignisse

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, die Umsetzung ist betreiberabhängig. 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 so-

wie wichtige Meßergebnisse, die Hinweise auf Abweichungen von Prozeßparametern geben, werden ebenfalls erfaßt und dokumentiert, so daß 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.

Meldepflichtige Ereignisse

Die anlagenübergreifende Nutzung des Erfahrungsrückflusses basiert im wesentlichen auf den meldepflichtigen Ereignissen (→ Kapitel 19 (vi)). 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 meldepflichtigen Ereignisse werden auf mehreren Ebenen ausgewertet, und zwar vom Betreiber der betroffenen Anlage, auf Landesebene von den atomrechtlichen Landesbehörden und ihren Sachverständigenorganisationen sowie auf Bundesebene vom BfS und der GRS. Der Betreiber sowie die zuständige Landesbehörde und ihre Sachverständigenorganisation analysieren ein 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. 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. Sie berichten hierüber regelmäßig ihrer Aufsichtsbehörde (z. B. im Rahmen der Monatsberichte) und jährlich der Reaktor-Sicherheitskommission.

Auf Bundesebene nimmt das BfS eine Erstbewertung der meldepflichtigen Ereignisse vor. Die GRS führt eine systematische vertiefte Analyse aller meldepflichtigen Ereignisse sowohl hinsichtlich des Verhaltens der technischen Systeme als auch der Personalhandlungen durch.

Diese mehrfache, unabhängige Analyse stellt sicher, daß jedes Ereignis detailliert ausgewertet wird und ist die Grundlage dafür, daß die erforderlichen Abhilfemaßnahmen getroffen werden.

Ergänzend zu dem durch das Meldeverfahren vorgegebenen Erfahrungsaustausch erfolgt zwischen den Betreibern in mehreren dafür eingerichteten Arbeitskreisen eine regelmäßige und intensive Diskussion wichtiger Betriebserfahrungen. Dies schließt die Durchführung gemeinsamer Untersuchungs- und Forschungsprogramme zu sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen und zur Optimierung des Kernkraftwerksbetriebs ein. Wie auf Seiten der Betreiber

gibt es auch innerhalb der Sachverständigenorganisationen und der Behörden Arbeitskreise, in denen die anfallenden Betriebserfahrungen und die Schlußfolgerungen hinsichtlich der Sicherheit und anlagenübergreifenden Beurteilung regelmäßig diskutiert werden.

Internationale Meldesysteme

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 seit Beginn der Kerntechnik intensiv genutzt. Aus Sicht eines effizienten Erfahrungsrückflusses sind international zwei Meldesysteme von Bedeutung, das Incident Reporting System (IRS) der IAEA und der OECD/NEA sowie das Meldesystem der WANO. Ziel beider Systeme ist es, detaillierte technische und auf das Handeln des Personals bezogenen Informationen zu bedeutsamen Ereignissen mit wichtigen Erkenntnissen für andere Länder auszutauschen. Die Bundesrepublik ist in beiden Systemen von Anfang an aktiv beteiligt.

Internationaler Erfahrungsaustausch

Ergänzend zu den internationalen Berichtssystemen hat die Bundesrepublik eine Reihe von bilateralen Abkommen abgeschlossen, die als einen wesentlichen Teil den Austausch von Betriebserfahrungen einschließen (→ Kapitel 17 (iv)). Auch auf Seiten der Betreiber existiert über die Meldesysteme hinaus ein Erfahrungsaustausch. So sind z. B. einige Betreiber an herstellersistemische Systeme zum Erfahrungsaustausch angeschlossen und eine Reihe Betreiber ausländischer Kernkraftwerke sind Mitglieder der Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber und damit des entsprechenden Erfahrungsaustausches.

Analyse von Ereignissen aus ausländischen Anlagen

Wesentliche Quelle für Sicherheitserkenntnisse aus der internationalen Betriebserfahrung ist das IRS. Die in diesem Rahmen gemeldeten Ereignisse werden von der GRS 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 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 werten die Berichte des IRS dann speziell auf ihre Anlage hin aus.

Weiterleitungsnachrichten (Information Notice)

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 ergriffenen oder vorgesehenen Maßnahmen sowie Empfehlungen zu Überprüfungen und gegebenenfalls Ergreifung von Abhilfemaßnahmen in den anderen Anlagen. Die Betreiber sind durch Auflagen 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 die Stellungnahmen und Bewertungen zu den Weiterleitungsnachrichten und wertet sie jährlich in Hinblick auf zusätzliche Erkenntnisse aus.

Außerdem 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 an den gleichen Verteiler wie die Weiterleitungsnachrichten verschickt werden. Die anlagenspezifische Prüfung und gegebenenfalls Umsetzung erfolgt dann wieder durch die Betreiber.

Erfahrungsrückfluß aus Änderungs- und Nachrüstmaßnahmen

Neben den Erfahrungen aus Störungen und Mängeln schließt der Erfahrungsrückfluß auch Änderungs- und Nachrüstmaßnahmen ein. Die Betreiber berichten über die durchgeführten Änderungs- und Nachrüstmaßnahmen in ihren Monats-, Revisions- und Jahresberichten an ihre Aufsichtsbehörde. Betreiberintern findet dazu ein Austausch in den verschiedenen Arbeitskreisen der Betreibervereinigung statt. Die GRS wertet die jährlichen Betreiberberichte zur Information der Reaktor-Sicherheitskommission aus. Dabei stellen die Änderungs- und Nachrüstmaßnahmen, die in den einzelnen Anlagen durchgeführt wurden, und die eventuellen Schlußfolgerungen für die anderen Anlagen einen wichtigen sicherheitstechnischen Aspekt dar. Die Ergebnisse dieser Auswertung werden anschließend von der Reaktor-Sicherheitskommission beraten.

Precursor-Analysen und Trendverfolgung

Systematische Precursor-Analysen werden von der GRS für die meldepflichtigen Ereignisse in Deutschland durchgeführt. Dies dient zum Auffinden von Schwachstellen mit probabilistischen Methoden sowie der Trendverfolgung des Sicherheitsstatus. Die

seit 1993 durchgeführten Analysen bestätigen den hohen Sicherheitsstand der deutschen Kernkraftwerke.

Die Betreiber führen eine Trendverfolgung mit Hilfe der Indikatoren durch, die im Rahmen des Meldesystems der WANO vorgegeben sind. Darüber hinaus werden die Ereignisse systematisch im Hinblick auf die Ermittlung oder Verifikation von Eintrittshäufigkeiten von auslösenden Ereignissen (einschließlich der Reaktorschnellabschaltungen), die Zuverlässigkeit von Systemen und Komponenten und die Häufigkeit von gemeinsam verursachten Ausfällen ausgewertet.

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 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 eine sorgfältige Betriebsführung und durch entsprechende Planungen der Betreiber für die Anlagenrevisionen wird erreicht, den Anfall radioaktiver Abfälle zu minimieren. 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 ihrer 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. Falls die dafür vorgegebenen Grenzwerte nicht unterschritten werden können, wird angestrebt, mindestens die Freigabekriterien für die Entsorgung als konventionelle Abfälle zu erreichen. Die Freigabegrenzwerte und das Freigabeverfahren sind in den Genehmigungen der Kernkraftwerke festgelegt. Die Freigabe erfolgt durch den Betreiber und unterliegt der Aufsicht durch die zuständige Landesbehörde, die auch Kontrollmessungen durchführt.

Die Vorbehandlung radioaktiver Abfälle dient der Volumenminimierung und der Umwandlung der Rohabfälle in handhabbare, endlagergerecht konditionierbare Zwischenprodukte. Alle radioaktiven Abfälle werden von ihrer Entstehung an sortiert und nach Art, Inhalt und Aktivität dokumentiert. Die Richtlinie zur Kontrolle nicht wärmeerzeugender ra-

dioaktiver Abfälle [3-59] gibt hierfür die Sortierkriterien und die Erfordernisse für die Erfassung, Bestimmung der Aktivität und die Dokumentation vor. Die Abfallverursacher können 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 wird von Vertragsunternehmen in externen Anlagen durchgeführt. Die konditionierten Abfallgebinde werden vom Kernkraftwerk zurückgenommen oder zu externen Zwischenlagern oder in das Endlager (zur Zeit Morsleben) gebracht.

Datenerfassung aller Abfälle aus Kernkraftwerken

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. Neben deren Herkunft unterscheidet das BfS mit Blick auf die Endlagerung grundsätzlich zwischen wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen und solchen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Für 1996 wurden folgende Daten über Bestand und Konditionierung radioaktiver Abfälle an den Standorten der Kernkraftwerke von den Betreibern gemeldet:

Tabelle 19-2

Bestand radioaktiver Abfälle am 31. Dezember 1996

	Abfallvolumen [m ³]	
	(nicht wärmeentwickelnd)	(wärmeentwickelnd)
Bestand unbehandelter Rohabfälle	6 176	390
Bestand konditionierter Abfälle *)	5 926	–
in 1996 konditioniert *)	3 174	–

*) Angabe in m³ Gebindevolumen

Lagerung abgebrannter Brennelemente

Die Behandlung der abgebrannten Brennelemente im Kernkraftwerk betrifft deren Zwischenlagerung in den kraftwerkseigenen Lagerbecken. Die Unterkritikalität und die Kühlung der Brennelemente in den Lagerbecken sowie der Schutz vor äußeren Einwirkungen ist sichergestellt. Aus Sicherheitsgründen muß jederzeit Kapazität in Höhe einer Kernladung freigehalten werden [KTA 3602], um bei Störfällen die vollständige Entladung des Reaktorkerns zu ermöglichen. Die internen Lagerkapazitäten können grundsätzlich nicht kraftwerksübergreifend genutzt werden. Für 1997 belief sich die kernkraftwerkseigene freie Zwischenlagerkapazität für abgebrannte Brennelemente summarisch auf die Werte in Tabelle 19-3, wobei der Schwermetallgehalt pro Brennelement anlagenabhängig ist und der Abbrand unberücksichtigt bleibt.

Zum Ausgleich von Kapazitätsengpässen in den Kraftwerkslagern können die abgebrannten Brennelemente in externe Zwischenlager, die bei Bedarf

Tabelle 19-3

Zwischenlagerkapazität für Brennelemente in allen Kernkraftwerken am 31. Dezember 1997

Interne Lagerkapazität	Anzahl Brennelemente	Brennstoffgewicht [tSM]
Gesamtkapazität	20 843	6 575
eingelagert	8 386	2 816
freie Kapazität *)	5 970	1 839

*) Stellplatz für eine Kernentladung und betrieblich genutzte Stellplätze nicht mitgerechnet

auch kraftwerksübergreifend genutzt werden können, oder zur Wiederaufarbeitung nach Frankreich und Großbritannien verbracht werden. Die Beladung der Transportbehälter erfolgt in den Lagerbecken. Die Behälter verlassen das Kernkraftwerk in Form von Naßtransporten (Frankreich, Großbritannien) oder Trockentransporten (Frankreich).

Entsorgung

Die sichere Gewährleistung der Entsorgung der Kernkraftwerke bildet eine der unabdingbaren Voraussetzungen für die Nutzung der Kernenergie. Die rechtliche Grundlage hierfür bilden das Atomgesetz und die Grundsätze zur Entsorgungsvorsorge für Kernkraftwerke, die 1980 in Kraft gesetzt wurden [3-25]. Die Entsorgung der Kernkraftwerke erfolgt durch

- Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente auf dem Kernkraftwerksgelände oder in externen Zwischenlagern, und gegebenenfalls direkte Endlagerung der Brennelemente,
- Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente und Verwertung der dabei zurückgewonnenen Kernbrennstoffe und geordnete Beseitigung der Abfälle
- Konditionierung, Zwischenlagerung und Endlagerung der radioaktiven Abfälle aus dem Betrieb und der Stilllegung der Kernkraftwerke.

Den Grundsätzen zur Entsorgungsvorsorge entsprechend wird von jedem Kernkraftwerk für einen Zeitraum von sechs Jahren im voraus nachgewiesen, daß die sichere und regelmäßige Entsorgung der Brennelemente und radioaktiven Abfälle aus dem Betrieb der Kernkraftwerke gewährleistet ist.

Geplante Aktivitäten zur Sicherheitsverbesserung

Jenseits der Implementierung der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (→ Kapitel 16 (1)) zeichnen sich für die nähere Zukunft keine besonderen Erfordernisse zur weiteren Sicherheitsverbesserung der in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke ab. Aufmerksamkeit wird das Phänomen der Alterung verdienen, welches weltweit die Sicherheitsexperten beschäftigt.

Davon unbeschadet werden die deutschen atomrechtlichen Behörden in Verwirklichung des Prinzips des dynamischen Grundrechtsschutzes auch weiterhin darauf achten, daß der Stand von Wissenschaft und Technik stetig fortentwickelt wird und daß die Kernkraftwerke durch Sicherheitsverbesserungen in gebotenem Umfang dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik nachgeführt werden. Dies bedeutet, daß die Bundesregierung mit Blick auf die föderale Aufgabenverteilung zwischen Bund und

Ländern auch künftig dafür Sorge zu tragen hat, daß die Kernkraftwerke entsprechend nachgerüstet werden. Dies darf im Einzelfall nicht an überzogenen behördlichen Anforderungen im Genehmigungsverfahren scheitern.

Aufgabe der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden ist es, darüber zu wachen, daß die Sicherheitsbelange auch in Zukunft Vorrang vor wirtschaftlichen Überlegungen haben. Die Liberalisierung der Energiemärkte, die konkurrenzbetonende Globalisierung des Handels und daraus entstehender Kostendruck dürfen an dem Grundsatz des Vorrangs der Sicherheit nichts ändern.

Für künftige Kernkraftwerke haben sich die atomrechtlichen Behörden in Deutschland und Frankreich auf einen fortentwickelten, gemeinsamen Sicherheitsansatz verständigt. Danach sollen auch in dem

äußerst unwahrscheinlichen und aufgrund der getroffenen Sicherheitsvorkehrungen schon bei den bestehenden Kernkraftwerken praktisch ausgeschlossenen Fall eines schweren Störfalls die radiologi-	schen Auswirkungen im wesentlichen auf die Anlage begrenzt bleiben. Deutschland hat diese neue Sicherheitsanforderung bereits 1994 (→ Kapitel 7 (2i)) gesetzlich verankert.
---	---

Anhang 1

Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale

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 – nahtlose Rohre	Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger (nur Primärseite) Hauptkühlmittelleitung mit kleineren Einschränkungen		Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Druckhalter Hauptkühlmittelleitung	
Werkstoffe: – alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle mit stabilisierter austenitischer Plattierung – alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle – korrosionsbeständiger Dampferzeugerheizrohrwerkstoff (Incoloy 800)	alle Komponenten und Rohrleitungen mit Nennweite > 400 mm alle Rohrleitungen mit Nennweite < 400 mm und Komponenteneinbauten ja (Austausch der Dampferzeuger bei einer Anlage)		wie 1.–3. Generation, aber optimierte Qualitäten ja	
Umsetzung des Bruchaus-schlußkonzeptes:	Nachqualifizierung		vor Inbetriebnahme	von Beginn der Planung
Verringerung der Neutronenversprödung:	Einsatz von Dummyelementen und besonderes Brennelementmanagement	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 Reaktor- druckbehälter – nahtlose Rohre	nein ja, nach Rohrleitungsaustausch	ja ja
Werkstoffe: – alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle – alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	Reaktordruckbehälter, Frischdampf- und Speisewasserleitung 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	

noch Anhang 1

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 vollautomatisch	automatisches Teilabfahren oder vollautomatisch	vollautomatisch	
Anzahl der Flutbehälter	3 oder 5	4 teilweise als Doppelbehälter		
Förderhöhe Niederdruck- pumpen	1 Anlage 8 bar 1 Anlage 18 bar	ca. 10 bar		
Druckspeicher (Einspeise- druck)	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 Dichtheits- überwachung	Doppelrohr mit Dichtheitsüberwachung	
Aufstellungsort der aktiven Notkühlsysteme	separates Gebäude, Reaktorgebäude 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 motor- betätigte 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 Notkühlsysteme	In getrennten Räumen des Reaktorgebäudes	In getrennten Räumen des Reaktorgebäudes, Mitteldrucksystem in verbunkertem Gebäude

noch Anhang 1

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 – Personenschleuse – Notschleuse	Einfach- dichtungen oder Doppel- dichtungen ohne Absaugung Einfach- dichtungen oder Doppeldichtungen ohne Absaugung eine mit Einfach- dichtungen	Doppeldichtungen mit Absaugung Doppeldichtungen mit Absaugung eine mit Doppel- dichtungen und Absaugung		
Durchdringungen: – Frischdampfleitung – Speisewasserleitung – Notkühl- und Hilfssysteme – Lüftungssysteme	eine Abschlußarmatur außen eine Abschlußarmatur innen und außen eine Abschlußarmatur innen und außen mit einzelnen Ausnahmen eine Abschlußarmatur innen und außen			eine Abschluß- armatur innen und außen

3. Sicherheitsbehälter, SWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Typ	kugelförmiger Stahlbehälter mit im Thorus 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: – Materialschleuse – Personenschleuse – Notschleuse	Generell Doppeldichtung mit Absaugung keine zum Steuerstabantriebsraum, für Personen und Materialtransporte eine, vom Steuerstab- antriebsraum	
		eine, vom Steuerstab- antriebsraum und eine oberhalb der Kondensations- kammer
Durchdringungen: – Frischdampfleitung/Speisewasserleitung – Notkühl- und Hilfssysteme – Lüftungssysteme	eine Abschlußarmatur innen und außen Notkühlsystem im Bereich der Kondensationskammer und einige Kleinleitungen mit zwei äußeren Absperrungen, sonst eine Absperrung innen und außen zwei außenliegende Abschlußarmaturen	

noch Anhang 1

4. Begrenzungen und Sicherheitsleittechnik, einschließlich Reaktorschutz, DWR**4.1 Begrenzungen**

Auslegungsmerkmale	1. Generation	2. Generation	3. Generation	4. Generation
Reaktorleistungsbegrenzung	1 Anlage ja, 1 Anlage nein	Ja		
Steuerstafahrbegrenzung	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
Reaktorleistungsbegrenzung fest	Ja, Reduzierung Drehzahl Zwangsumwälzpumpen	
Reaktorleistungsbegrenzung 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.	

noch Anhang 1

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

noch Anhang 1

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, separat, 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

Referenzliste kerntechnisches Regelwerk Stand 12/97

(Eine Auswahl betreffend Kernkraftwerke; Struktur und Reihenfolge der Referenzen folgen dem „Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“)

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
- 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 Gesetz vom 29. April 1997 (BGBl. I 1997, Nr. 28)
- 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 das Gesundheitseinrichtungen-Neuordnungsgesetz vom 24. Juni 1994 (BGBl. I 1994, Nr. 39)
- 1A-8 Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) vom 13. Oktober 1976, Neufassung vom 30. Juni 1989 (BGBl. I, S. 1321), Berichtigung vom 16. Oktober 1989 (BGBl. I, S. 1926), zuletzt geändert durch Verordnung vom 18. August 1997 (BGBl. I 1997, Nr. 59)
- 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)
- 1A-11 Verordnung über die Deckungsvorsorge nach dem Atomgesetz (Atomrechtliche Deckungsvorsorgeverordnung – AtDeckV) vom 25. Januar 1977 (BGBl. I 1977, S. 220), zuletzt geändert durch das 6. Überleitungsgesetz vom 25. September 1990 (BGBl. I 1990, S. 2106)
- 1A-12 Kostenverordnung zum Atomgesetz (AtKostV) vom 17. Dezember 1981 (BGBl. I, S. 1457), zuletzt geändert durch VO vom 18. Dezember 1992 (BGBl. I 1992, Nr. 57)

1A-13 Verordnung über Vorausleistungen für die Einrichtung von Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle (Endlagervorausleistungsverordnung – EndlagerVIV) vom 28. April 1982 (BGBl. I, S. 562), zuletzt geändert durch das 6. Überleitungsgesetz vom 25. September 1990 (BGBl. I 1990, S. 2106)

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)

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

1B-1 Strafgesetzbuch vom 15. Mai 1871 (RGBL. S. 127) in der Fassung der Bekanntmachung vom 10. März 1987 (BGBl. I 1987, S. 945+1160), zuletzt geändert (Kernenergie betreffend) durch Gesetz vom 26. Januar 1998 (BGBl. I 1998, Nr. 6)

1B-2 Bau- und Raumordnungsgesetz 1998 vom 18. August 1997 (BGBl. I 1997, Nr. 59), in Kraft ab 1. Januar 1998

1B-3 Gesetz zum Schutz vor schädlichen Umwelteinwirkungen durch Luftverunreinigungen, Geräusche, Erschütterungen und ähnliche Vorgänge (Bundes-Immissionsschutzgesetz – BImSchG) in der Fassung der Bekanntmachung vom 14. Mai 1990 (BGBl. I 1990, S. 880), zuletzt geändert durch Gesetz vom 19. Juli 1995 (BGBl. I 1995, Nr. 37), mit diversen Verordnungen

1B-5 Gesetz zur Ordnung des Wasserhaushalts (Wasserhaushaltsgesetz) vom 27. Juli 1957, Neufassung vom 12. November 1996 (BGBl. I 1996, Nr. 58)

1B-6 Gesetz über Naturschutz und Landschaftspflege (Bundesnaturschutzgesetz) vom 12. März 1987 (BGBl. I 1987, S. 889)

1B-7 Gesetz über technische Arbeitsmittel (Gerätesicherheitsgesetz) vom 24. Juni 1968, Neufassung vom 23. Oktober 1992, (BGBl. I 1992, Nr. 49) zuletzt geändert durch Gesetz vom 2. August 1994 (BGBl. I 1994, Nr. 52)

1B-8 Verordnung über Dampfkesselanlagen (Dampfkesselverordnung) vom 27. Februar 1980 (BGBl. I 1980, S. 173), zuletzt geändert am 22. Juni 1995 (BGBl. I 1995, S. 836) (Verzeichnis der technischen Regeln für Dampfkessel (TRD))

1B-9 Verordnung über Druckbehälter, Druckgasbehälter und Füllanlagen (Druckbehälterverordnung) in der Neufassung vom 21. April 1989 (BGBl. I 1989, S. 843), zuletzt geändert am 22. Juni 1995 (BGBl. I 1995, S. 836) Verordnung zum Gerätesicherheitsgesetz und zur Änderung der Druckbehälterverordnung vom 25. Juni 1992 (BAnz. 1992, Nr. 29)

1B-10 Unfallverhütungsvorschrift Kernkraftwerke (VBG 30) und Durchführungsanweisung zur Unfallverhütungsvorschrift vom 1. Januar 1987

1B-11 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 Nr. 115 der Internationalen Arbeitsorganisation vom 22. Juni 1960 über den Schutz der Arbeitnehmer vor ionisierenden Strahlen, 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-2 Ratsbeschluß der Organisation für Wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) vom 18. Dezember 1962 über die Annahme von Grundnormen für den Strahlenschutz (OECD-Grundnormen), 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), s. auch EURATOM-Grundnormen

1E-4 Übereinkommen vom 26. Oktober 1979 über den physischen Schutz von Kernmaterial, 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-5 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, 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-6 Übereinkommen über nukleare Sicherheit vom 20. September 1994, Gesetz dazu vom 7. Januar 1997 (BGBl. II 1997, Nr. 2) in Kraft für Deutschland seit 20. April 1997 (BGBl. II 1997, Nr. 14)
- 1E-9 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), Gesetz hierzu vom 4. Juni 1974 (BGBl. II 1974, S. 794), in Kraft für alle Vertragsparteien seit 21. Februar 1977 (BGBl. II 1980, S. 102), Ausführungsgesetz hierzu vom 7. Januar 1980 (BGBl. I 1980, S. 17), zuletzt geändert durch Gesetz vom 27. Dezember 1993 (BGBl. I 1993, S. 2378)

Haftung

- 1E-11 Übereinkommen vom 29. Juli 1960 über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie (Pariser Atomhaftungs-Übereinkommen), Gesetz dazu 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. September 1975 (BGBl. II 1976, S. 308), Protokoll vom 16. November 1982 zur Änderung des Übereinkommens vom 29. Juli 1960 in der Fassung des Zusatzprotokolls vom 28. Januar 1964, Gesetz dazu vom 21. Mai 1985 (BGBl. II 1985, S. 690), in Kraft für Deutschland seit 7. Oktober 1988 (BGBl. II 1988, S. 144) letzte Neufassung des Pariser Atomhaftungs-Übereinkommens vom 15. Juli 1985 (BGBl. II 1985, S. 963)
- 1E-12 Zusatzübereinkommen vom 31. Januar 1963 zum Pariser Übereinkommen vom 29. Juli 1960 (Brüsseler Zusatzübereinkommen), ergänzt durch das Protokoll vom 28. Januar 1964 (BGBl. II 1976, S. 310), Gesetz dazu vom 8. Juli 1975 (BGBl. II 1975, S. 957), geändert durch Gesetz vom 9. Juli 1980 (BGBl. II 1980, S. 721), in Kraft für Deutschland seit 1. Januar 1976 (BGBl. II 1976, S. 308), Protokoll vom 16. November 1982 zur Änderung des Zusatzübereinkommens vom 31. Januar 1963 in der Fassung des Zusatzprotokolls vom 28. Januar 1964, Gesetz dazu vom 21. Mai 1985 (BGBl. II 1985, S. 690), in Kraft für seit 1. August 1991 (BGBl. II 1995, S. 657), Neufassung des Brüsseler Zusatzübereinkommens vom 15. Juli 1985 (BGBl. II 1985, S. 963)
- 1E-15 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; ABl. EG 1995, Nr. L1),
- 1F-2 Verifikationsabkommen siehe [1E-9]
- 1F-3 Verordnung (EURATOM) 3227/76 der Kommission vom 19. Oktober 1976 zur Anwendung der Bestimmungen der EURATOM-Sicherungsmaßnahmen (ABl. EG 1976, Nr. L363), geändert durch Verordnung EURATOM 2130/93 der Kommission vom 27. Juli 1993 (ABl. EG 1993, Nr. L191)
- 1F-4 Bekanntmachung über die Meldung an die Behörden der Mitgliedsstaaten auf dem Gebiet der Sicherheitsmaßnahmen gemäß Artikel 79 Abs. 2 des EURATOM-Vertrages vom 12. August 1991 (BANz. Nr. 158)
- 1F-7 Agreement for Co-operation in the Peaceful Uses of Nuclear Energy between EURATOM and the United States of America, signed on March 29, 1996 (ABl. EG 1996, Nr. L120) in Kraft seit 12. April 1996
Hinweis: Laufzeit 30 Jahre, Nachfolgevereinbarung für ein entsprechendes Abkommen, das 35 Jahre in Kraft war, Basis für den Handel mit Nuklearmaterial und Ausrüstung
- 1F-12 Empfehlung 91/4/EURATOM der Kommission vom 7. Dezember 1990 betreffend die Anwendung von Artikel 37 des EURATOM-Vertrages (ABl. EG 1991, Nr. L6)
- 1F-13 Richtlinie 85/337/EWG des Rates vom 27. Juni 1985 über die Umweltverträglichkeitsprüfung bei bestimmten öffentlichen und privaten Projekten, Gesetz hierzu vom 12. Februar 1990 (BGBl. I, S. 205), zuletzt geändert durch das 6. Überleitungsgesetz vom 25. September 1990 (BGBl. I 1990, S. 2106)
- 1F-14 Richtlinie 90/313/EWG des Rates vom 7. Juni 1990 über den freien Zugang zu Informationen über die Umwelt (ABl. EG 1990, Nr. L158) Gesetz hierzu vom 8. Juli 1994 (BGBl. I 1994, Nr. 42)

- Verordnung über Gebühren für Amtshandlungen der Behörden des Bundes beim Vollzug des Umweltinformationsgesetzes (Umweltinformationsgebührenverordnung) vom 7. Dezember 1994 (BGBl. I 1994, Nr. 88)

Strahlenschutz

- 1F-15 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 (ABl. EG 1959, Nr. 11),
- Richtlinie vom 5. März 1962 (ABl. EG 1962, S. 1633/62),
- Richtlinie 66/45/EURATOM (ABl. EG 1966, Nr. 216),
- Richtlinie 76/579/EURATOM vom 1.6.1976 (ABl. EG 1976, Nr. L187),
- Richtlinie 79/343/EURATOM vom 27.3.1977 (ABl. EG 1979, Nr. L83),
- Richtlinie 80/836/EURATOM vom 15.7.1980 (ABl. 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)

Hinweis: gemäß Artikel 55 der Richtlinie 96/29/EURATOM haben die Mitgliedstaaten die erforderlichen Rechts- und Verwaltungsvorschriften zur Erfüllung dieser Richtlinie bis zum 13. März 2000 zu erlassen. Die aufgeführten Richtlinien von 1959 bis 1984 werden gemäß Artikel 56 der Richtlinie 1996 mit Wirkung vom 13. Mai 2000 aufgehoben.

- 1F-16 Mitteilung der Kommission zur Durchführung der Richtlinien des Rates 80/836/EURATOM und 84/467/EURATOM (ABl. EG 1985, Nr. C347)

- 1F-19 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. L 349)

Radiologische Notfälle

- 1F-28 Entscheidung 87/600/EURATOM des Rates vom 14. Dezember 1987 über Gemeinschaftsvereinbarungen für den beschleunigten Informationsaustausch im Fall einer radiologischen Notstandssituation (ABl. EG 1987, Nr. L 371)

- 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. C 103)

- 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),

- Verordnung (EWG) 1983/88 der Kommission vom 5. Juli 1988 mit Durchführungsbestimmungen zu der Verordnung (EWG) 3955/87 (ABl. EG 1988, Nr. L174),
- Verordnung (EWG) 4003/89 des Rates vom 21. Dezember 1989 zur Änderung der Verordnung (EWG) 3955/87 (ABl. EG 1989, Nr. L382),
- Verordnung (EWG) 737/90 des Rates vom 22. März 1990 zur Ergänzung der Verordnung (EWG) 3955/87 (ABl. EG 1990, Nr. L82),
- Verordnung (EG) 686/95 des Rates zur Verlängerung der Verordnung (EWG) 737/90 (ABl. EG 1995, Nr. L71),

- Verordnungen der Kommission zur Festlegung einer Liste von Erzeugnissen die von der Durchführung der Verordnung (EWG) 737/90 des Rates über die Einfuhrbedingungen für landwirtschaftliche Erzeugnisse mit Ursprung in Drittländern nach dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl ausgenommen sind ,
 - Verordnung (EWG) 146/91 vom 22.1.1991 (ABl. EG 1991, Nr. L17),
 - Verordnung (EWG) 598/92 vom 9.3.1992 (ABl. EG 1992, Nr. L64),
 - Verordnung (EWG) 1518/93 vom 21. Juni 1993 (ABl. EG 1993, Nr. L150),
 - Verordnung (EG) 3034/94 vom 13. Dezember 1994 (ABl. EG 1994, Nr. L321)

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)
- 2-2 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 62 Abs. 2 Strahlenschutzverordnung (AVV Strahlenpaß) vom 3. Mai 1990 (BAnz. 1990, Nr. 94a)
- 2-3 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Ausführung des Gesetzes über die Umweltverträglichkeitsprüfung (UVPVwV) vom 18. September 1995 (GMBL. 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 (GMBL. 1993, Nr. 20)
- 3-4 Richtlinien über die Anforderungen an Sicherheitsspezifikationen für Kernkraftwerke vom 27.4.1976 (GMBL. 1976, S. 199)
- 3-5 Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor vom 26.7.1976 (GMBL. 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 (GMBL. 1981, S. 518)
- 3-8 Grundsätze für die Vergabe von Unteraufträgen durch Sachverständige vom 29.10.1981 (GMBL. 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 (GMBL. 1982, S. 546)
- 3-12 Bewertungsdaten für Kernkraftwerksstandorte vom 11. Juni 1975 (Umwelt 1975, Nr. 43)
- 3-15 (1) Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen vom 1.12.1988 (GMBL. 1989, S. 71)
(2) Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden vom 11.5.1989 (GMBL. 1989, S. 71) z. Z. in Überarbeitung
- 3-23 Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) vom 30.6.1993 (GMBL. 1993, Nr. 29)
- 3-23-2 ergänzt um die Anhänge B und C vom 20.12.1995 (GMBL. 1996, Nr. 9/10)
- 3-24 Richtlinie über Dichtheitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen vom 20.8.1996 (GMBL. 1996, Nr. 35)

- 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 30.10.1980 (GMBL. 1980, S. 652)
- 3-31 Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken vom 27.12.1976 (GMBL. 1977, S. 48)
- 3-32 Änderung der Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken vom 18.10.1977 (GMBL. 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) (zu § 45 StrlSchV: siehe Abteilung 2, Allgemeine Verwaltungsvorschrift)
- 3-34 Rahmenrichtlinie über die Gestaltung von Sachverständigengutachten in atomrechtlichen Verwaltungsverfahren vom 15.12.1983 (GMBL. 1984, S. 21)
- 3-36 Leitsätze für die Unterrichtung der Öffentlichkeit über die Katastrophenschutzplanung in der Umgebung von kerntechnischen Anlagen vom 10.2.1978 (Umwelt Nr. 61, 1978)
- 3-37-1 Empfehlung über den Regelungsinhalt von Bescheiden bezüglich der Ableitung radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor vom 8.8.1984 (GMBL. 1984, S. 327)
- 3-38 Richtlinie für Programme zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken vom 1.9.1993 (GMBL. 1993, Nr. 36)
- 3-39 Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken vom 23.4.1996 (GMBL. 1996, Nr. 26)
- 3-40 Richtlinie über die Fachkunde im Strahlenschutz vom 17.9.1982 (GMBL. 1982, S. 592)
- 3-41 Richtlinie für das Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten in Kernkraftwerken vom 1.6.1978 (GMBL. 1978, S. 342)
- 3-42 Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen (§§ 62, 63, 63a StrlSchV; §§35, 35a RöV) vom 20.12.1993 (GMBL. 1994, Nr. 7)
- 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)
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 (GMBL. 1978, S. 418)
- 3-43-1 Teil II: Die Strahlenschutzmaßnahmen während der Inbetriebsetzung und des Betriebs der Anlage vom 4.8.1981 (GMBL. 1981, S. 363)
- 3-44 Kontrolle der Eigenüberwachung radioaktiver Emissionen aus Kernkraftwerken vom 5.2.1996 (GMBL. 1996, Nr. 9/10)
- 3-45 Genehmigungen gemäß § 3 Abs. 1 StrlSchV zur ortsveränderlichen Verwendung und Lagerung radioaktiver Stoffe im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung vom 14. November 1991 (GMBL. 1992, Nr. 6)
- 3-46 Genehmigung gemäß § 8 Abs. 1 StrlSchV zur Beförderung radioaktiver Stoffe für Durchstrahlungsprüfungen im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung vom 29.5.1978 (GMBL. 1978, S. 334)
- 3-46-1 Merkblatt für die Beförderung radioaktiver Stoffe für Durchstrahlungsprüfungen im Rahmen der zerstörungsfreien Materialprüfung vom 20.11.1981 (GMBL. 1982, S. 22)
- 3-49 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke; Einzelfehlerkonzept – Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums vom 2.3.1984 (GMBL. 1984, S. 208)
- 3-50 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 17.5.1979 (GMBL. 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 (GMBL 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
- 3-54 Rahmenempfehlung für die Fernüberwachung von Kernkraftwerken vom 6.10.1980 (GMBL 1980, S. 577)
- 3-54-1 Empfehlung zur Berechnung der Gebühr nach § 5 AtKostV für die Fernüberwachung von Kernkraftwerken (KFÜ) vom 21.1.1983 (GMBL 1983, S. 146)
- 3-57 Anforderungen an den Objektsicherungsdienst und an Objektsicherungsbeauftragte in kerntechnischen Anlagen der Sicherungskategorie I vom 8.4.1986 (GMBL 1986, S. 242)
- 3-57-1 Richtlinie für die Überprüfung der Zuverlässigkeit der in kerntechnischen Anlagen, bei der Beförderung und Verwendung von Kernbrennstoffen und Großquellen tätigen Personen vom 4.6.1996 (GMBL 1996, Nr. 29)
- 3-57-3 Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter vom 6.12.1995 (GMBL 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)
- 3-61 Richtlinie für die Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten in Kernkraftwerken und sonstigen Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen vom 10.12.1990 (GMBL 1991, S. 56)
- 3-65 Anforderungen an Lehrgänge zur Vermittlung kerntechnischer Grundlagenkenntnisse für verantwortliches Schichtpersonal in Kernkraftwerken – Anerkennungskriterien – Stand 18.4.1989 (nicht veröffentlicht), Aktualisierung 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 26. April 1994 (GMBL 1994, Nr. 33)
- Richtlinie für die Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz
- 3-69 Teil I: Meßprogramm für den Normalbetrieb (Routinemeßprogramm) vom 28. Juli 1994 (GMBL 1994, Nr. 32)
- 3-69-2 Teil II: Meßprogramm für den Intensivbetrieb (Intensivmeßprogramm) vom 19. Januar 1995 (GMBL 1995, Nr. 14)
- 3-72 Richtlinie über Anforderungen an Inkorporationsmeßstellen vom 30. September 1996 (GMBL 1996, Nr. 46)
- 3-73 Leitfaden zur Stilllegung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes vom 14. Juni 1996 (BAnz. 1996, Nr. 211a)
- 3-74 Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, Bekanntmachung vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a)

4 Empfehlungen

- 4-1 RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981 (BAnz. 1982, Nr. 69a)
Leitlinie 21.2 in der Neufassung der 181. RSK-Sitzung am 15.12.1982 (BAnz. 1983, Nr. 106)
Leitlinie 21.1 in der Neufassung der 194. RSK-Sitzung am 21.03.1984 (BAnz. Nr. 104)
Kapitel 7 in der Neufassung der 298. RSK-Sitzung am 20. März 1996 (BAnz. 1996, Nr. 158a), Berichtigung (BAnz 1996, Nr. 214)
Anhänge zu Kapitel 4.2 vom 25. April 1979
1. Auflistung der Systeme und Komponenten
2. Rahmenspezifikation Basissicherheit
(BAnz. Nr. 167a)

5 Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger		Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
			Nr.	vom			
	1000 KTA-interne Verfahrens- regeln (siehe KTA-Handbuch)						
	1 100 Begriffe und Definitio- nen (siehe Begriffe-Sammlung der KTA-Geschäftsstelle, KTA-GS-12)	1/96	–		6/91	–	–
	1200 Allgemeines, Administra- tion, Organisation						
1201	Anforderungen an das Betriebshandbuch	12/85	33 a	18.02.86	2/78; 3/81	12.06.90	+
1202	Anforderungen an das Prüfhandbuch	6/84	191 a	09.10.84 Beilage 51/84	–	14.06.94	+
	1300 Radiologischer Arbeits- schutz						
1301.1	Berücksichtigung des Strahlen- schutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 1: Auslegung	11/84	40 a	27.02.85	–	14.06.94	+
1301.2	Berücksichtigung des Strahlen- schutzes 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	14.06.94	+
	1400 Qualitätssicherung						
1401	Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung	6/96	216 a	19.11.96	2/80; 12/87		+
1404	Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken	6/89	158 a	24.08.89	–	14.06.94	+
1408.1	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfs- stoffen für druck- und aktivi- tätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 1: Eignungsprüfung	6/85	203 a	29.10.85	–	11.06.96	+
1408.2	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfs- stoffen für druck- und aktivi- tätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 2: Herstellung	6/85	203 a	29.10.85 Berichtigung 229 10.12.86	–	11.06.96	+
1408.3	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfs- stoffen für druck- und aktivi- tätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 3: Verarbeitung	6/85	203 a	29.10.85	–	11.06.96	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger		Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
			Nr.	vom			
	1500 Strahlenschutz und Überwachung						
1501	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken	6/91	7 a	11.01.92	10/77	11.06.96 ¹⁾	–
1502.1	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken; Teil 1: Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor	6/86	162 a 195	03.09.86 Berichtigung 15.10.88	–	11.06.96	+
(1502.2)	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken; Teil 2: Kernkraftwerke mit Hochtemperaturreaktor	6/89	229 a	07.12.89	–	–	+
1503.1	Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 1: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb	6/93	211 a	09.11.93	2/79	–	–
1504	Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser	6/94	238 a 216 a	20.12.94 Berichtigung 19.11.96	6/78	–	–
1506	Messung der Ortsdosisleistung in Sperrbereichen von Kernkraftwerken	6/86	162 a 229	03.09.86 Berichtigung 10.12.86	–	11.06.96	+
1507	Überwachung der Ableitungen gasförmiger, aerosolgebundener und flüssiger radioaktiver Stoffe bei Forschungsreaktoren	3/84	125 a 136	07.07.84 Beilage 36/84 Berichtigung 24.07.84	–	27.06.89	+
1508	Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre	9/88	37 a	22.02.89	–	15.06.93	+
	2100 Gesamtanlage						
2101.1	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes (siehe auch 2.4.2)	12/85	33 a	18.02.86	–	–	+
2103	Explosionsschutz in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Allgemeine und fallbezogene Anforderungen)	6/89	229 a	07.12.89	–	14.06.94 ¹⁾	+
	2200 Einwirkungen von außen						
2201.1	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze	6/90	20 a	30.01.91	6/75	13.06.95	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger		Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
			Nr.	vom			
2201.2	Auslegung von Kernkraft- werken gegen seismische Einwirkungen; Teil 2: Baugrund	6/90	20 a	30.01.91	11/82	13.06.95	+
2201.4	Auslegung von Kernkraft- werken gegen seismische Einwirkungen; Teil 4: Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschi- nen- und elektrotechnische Anlagenteile	6/90	20 a	30.01.91 Berichtigung 115 25.06.96	–	13.06.95	+
2201.5	Auslegung von Kernkraft- werken gegen seismische Einwirkungen; Teil 5: Seismische Instrumentie- rung	6/96	216 a	19.11.96	6/77; 6/90	–	+
2201.6	Auslegung von Kernkraft- werken gegen seismische Einwirkungen; Teil 6: Maßnahmen nach Erdbeben	6/92	36 a	23.02.93	–	10.06.97	+
2206	Auslegung von Kernkraftwer- ken gegen Blitzeinwirkungen	6/92	36 a	23.02.93	–	–	–
2207	Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser	6/92	36 a	23.02.93	6/82	–	+
2500 Bautechnik							
2501	Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken	9/88	37 a	22.02.89	–	14.06.94	+
2502	Mechanische Auslegung von Brennelementlagerbecken in Kernkraftwerken mit Leicht- wasserreaktoren	6/90	20 a	30.01.91	–	13.06.95	+
3000 Systeme allgemein							
3100 Reaktorkern und Reaktorregelung							
3101.1	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasser- reaktoren; Teil 1: Grundsätze der thermo- hydraulischen Auslegung	2/80	92	20.05.80	–	13.06.95	+
3101.2	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasser- reaktoren; 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 Hochtempe- raturreaktoren; Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte	6/78	189 a	06.10.78 Beilage 23/78	–	20.09.88	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger		Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
			Nr.	vom			
(3102.2)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 2: Wärmeübergang im Kugelhaufen	6/83	194	14.10.83 Beilage 47/83	–	20.09.88	+
(3102.3)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 3: Reibungsdruckverlust in Kugelhaufen	3/81	136 a	28.07.81 Beilage 24/81	–	11.06.91	+
(3102.4)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 4: Thermohydraulisches Berechnungsmodell für stationäre und quasistationäre Zustände im Kugelhaufen	11/84	40 a 124	27.02.85 Berichtigung 07.07.89	–	27.06.89	+
(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	–	11.06.91	+
3103	Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren	3/84	145 a	04.08.84 Beilage 39/84	–	14.06.94	+
3104	Ermittlung der Abschaltreaktivität	10/79	19 a	29.01.80 Beilage 1/80	–	14.06.94	+
	3200 Primär- und Sekundärkreis						
3201.1	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen	6/90	53 a 129 111	16.03.91 Berichtigung 15.07.92 17.06.94	2/79; 11/82	–	+
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	12/87	92 a	18.05.88	10/79	23.06.92	–
3201.4	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung	6/90	53 a	16.03.91	6/82	–	+
3203	Überwachung der Strahlenversprödung von Werkstoffen des Reaktordruckbehälters von Leichtwasserreaktoren	3/84	119 a	29.06.84 Beilage 33/84	–	13.06.95	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger		Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
			Nr.	vom			
3204	Reaktordruckbehälter- Einbauten	3/84	205 a	27.10.84 Beilage 52/84	–	12.06.90	–
3205.1	Komponentenstützkonstruk- tionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 1: Komponentenstütz- konstruktionen mit nicht- integralen Anschlüssen für Primärkreis Komponenten in Leichtwasserreaktoren	6/91	118 a 111	30.06.92 Berichtigung 17.06.94	6/82	–	+
3205.2	Komponentenstützkonstruk- tionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 2: Komponentenstütz- konstruktionen mit nicht- integralen Anschlüssen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Systemen außerhalb des Primärkreises	6/90	41 a	28.02.91	–	13.06.95	+
3205.3	Komponentenstützkonstruk- tionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 3: Serienmäßige Standard- halterungen	6/89	229 a 111	07.12.89 Berichtigung 17.06.94	–	14.06.94	+
3211.1	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 1: Werkstoffe	6/91	118 a	30.06.92	–	11.06.96	–
3211.2	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/92	165 a 111	03.09.93 Berichtigung 17.06.94	–	–	+
3211.3	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 3: Herstellung	6/90	41 a	28.02.91	–	10.06.97	–
3211.4	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 4: Wiederkehrende Prüfun- gen und Betriebsüberwachung	6/96	216 a	19.11.96	–	–	–
3300 Wärmeabfuhr							
3301	Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren ²⁾	11/84	40 a	27.02.85	–	14.06.94	+
3303	Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/90	41 a	28.02.91	–	13.06.95	+
3400 Sicherheitseinschluß							
3401.1	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen	9/88	37 a	22.02.89	6/80; 11/82	15.06.93	–

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger		Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
			Nr.	vom			
3401.2	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/85	203 a	29.10.85	6/80	13.06.95	+
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	11.06.96	–
3402	Schleusen am Reaktorsicher- heitsbehälter von Kernkraft- werken – Personenschleusen	11/76	38	24.02.77	–	14.06.94	+
3403	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken	10/80	44 a	05.03.81 Beilage 6/81	11/76	11.06.96	+
3404	Abschließung der den Reaktor- sicherheitsbehälter durch- dringenden Rohrleitungen von Betriebssystemen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in den Reaktorsicher- heitsbehälter	9/88	37 a	22.02.89 Berichtigung 119 30.06.90		15.06.93	+
3405	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode	2/79	133 a	20.07.79 Beilage 27/79	–	14.06.94	+
3407	Rohrdurchführungen durch den Reaktorsicherheitsbehälter	6/91	113 a	23.06.92	–	11.06.96	+
3409	Schleusen am Reaktorsicher- heitsbehälter von Kernkraft- werken – Materialschleusen	6/79	137	26.07.79	–	14.06.94	+
3413	Ermittlung der Belastungen für die Auslegung des Volldruck- sicherheitsbehälters gegen Störfälle innerhalb der Anlage	6/89	229 a	07.12.89	–	14.06.94	+
	3500 Instrumentierung und Reaktorschutz						
3501	Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems	6/85	203 a	29.10.85	3/77	13.06.95	+
3502	Störfallinstrumentierung	11/84	40 a	27.02.85	11/82	27.06.89	+
3503	Typprüfung von elektrischen Baugruppen des Reaktorschut- zsystems	11/86	93 a	20.05.87	6/82	10.06.97	+
3504	Elektrische Antriebe des Sicherheitssystems in Kern- kraftwerken	9/88	37 a	22.02.89	–	15.06.93	–
3505	Typprüfung von Meßwert- gebern und Meßumformern des Reaktorschutzsystems	11/84	40 a	27.02.85	–	10.06.97	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger		Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
			Nr.	vom			
3506	Systemprüfung der leittech- nischen Einrichtungen des Sicherheitssystems in Kern- kraftwerken	11/84	40 a	27.02.85	–	10.06.97	+
3507	Werksprüfungen, Prüfungen nach Instandsetzung und Nach- weis der Betriebsbewährung für leittechnische Einrichtungen des Sicherheitssystems	11/86	44 a	05.03.87	–	11.06.96	+
	3600 Aktivitätskontrolle und -führung						
3601	Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken	6/90	41 a	28.02.91	–	13.06.95 ¹⁾	–
3602	Lagerung und Handhabung von Brennelementen, Steuer- elementen und Neutronen- quellen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/90	41 a	28.02.91	6/82; 6/84	13.06.95	–
3603	Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken	6/91	7 a	11.01.92	2/80	11.06.96 ¹⁾	+
3604	Lagerung, Handhabung und innerbetrieblicher Transport radioaktiver Stoffe (mit Aus- nahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken	6/83	194 Beilage 47/83	14.10.83	–	14.06.94	+
3605	Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leicht- wasserreaktoren	6/89	229 a	07.12.89	–	14.06.94	+
	3700 Energie- und Medienversorgung						
3701	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energiever- sorgung in Kernkraftwerken	6/97	187 a	08.10.97	KTA 3701.1 (6/78) KTA 3701.2 (6/82)	–	–
3702.1	Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken; Teil 1: Auslegung	6/80	185 a Beilage 37/80	03.10.80	–	23.06.92	+
3702.2	Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken; Teil 2: Prüfungen	6/91	7 a	11.01.92	11/82	11.06.96	+
3703	Notstromanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten in Kernkraftwerken	6/86	162 a	03.09.86	–	23.06.92	+
3704	Notstromanlagen mit Gleich- strom-Wechselstrom-Umfor- mern in Kernkraftwerken	6/84	191 a Beilage 51/84	09.10.84	–	14.06.94	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger		Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
			Nr.	vom			
3705	Schaltanlagen, Transformatoren und Verteilungsnetze zur elektrischen Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	9/88	37 a	22.02.89	–	15.06.93	+
3901	3900 Systeme, sonstige Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke	3/81	136 a	28.07.81 Beilage 24/81 Berichtigung 155 22.08.81	3/77	11.06.96	+
3902	Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken	6/92	36 a	23.02.93 Berichtigung 111 17.06.94	11/75; 6/78; 11/83	–	+
3903	Prüfung und Betrieb von Hebe- zeugen in Kernkraftwerken	6/93	211 a	09.11.93 Streichung 115 25.06.96	11/82	–	+
3904	Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraft- werken	9/88	37 a	22.02.89	–	15.06.93	+
3905	Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken	6/94	238 a	20.12.94	–	–	+

() 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.

¹⁾ In dieser Regel wurden gleichzeitig die HTR-Festlegungen gestrichen.

²⁾ Der KTA hat auf seiner 43. Sitzung am 27.06.89 „Hinweise für den Benutzer der Regel KTA 3301 (11/84)“ beschlossen.

