



Bundesministerium
für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit

Übereinkommen über nukleare Sicherheit

**Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland
für die Fünfte Überprüfungstagung im April 2011**

IMPRESSUM

Herausgeber: Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)
Referat RS I 7 · Kerntechnisches Regelwerk, multilaterale regulatorische Zusammenarbeit
Robert-Schuman-Platz 3 · 53175 Bonn
Internet: www.bmu.de

Redaktion: Referat RS I 7

Stand: 04. August 2010 (Kabinettsbeschluss)

Übereinkommen über nukleare Sicherheit

**Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland
für die Fünfte Überprüfungstagung im April 2011**

Einführung.....	1
Rahmenbedingungen für die Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland.....	1
Übersicht über die Politik der Bundesrepublik Deutschland bezüglich der Kernenergie	1
Übersicht über das nationale nukleare Programm	1
Verpflichtungen der Bundesrepublik Deutschland aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit und Übersicht über die wichtigsten Sicherheitsfragen	1
Vorgehen bei der Erstellung des Berichts.....	2
Zusammenfassung der wichtigsten Ergebnisse seit der 4.Überprüfungstagung.....	3
Sicherheitsvorschriften und –regelungen.....	3
Durchführung der IRRS-Mission in Deutschland.....	4
Die staatliche Stelle und ihre Personalausstattung	4
Sicherheitsmanagement und Fachkunde des Betriebspersonals.....	4
Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit.....	6
Sicherheitsverbesserungen.....	6
Auswertung von Betriebserfahrungen	7
Strahlenschutz und Notfallschutz	7
6 Vorhandene Kernanlagen.....	9
Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens	9
Betrieb der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens	11
Verwendung von Mischoxid-Brennelementen	11
Technische Änderungsgenehmigungen	12
Forschungsreaktoren	12
Weitere kerntechnische Einrichtungen	14
Überblick über wichtige Sicherheitsthemen (einschließlich Ereignisse)	14
Überblick über geplante Programme und Maßnahmen für eine kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit.....	15
Sicherheitsüberprüfungen	15
Forschung zur Sicherheit der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens.....	15
Aktivitäten des BMU	16
Anlagen, für die Entscheidungen über Stilllegungen getroffen wurden	17
Position der Bundesrepublik Deutschland zur Sicherheit der Kernkraftwerke in Deutschland.....	17
Artikel 6: Fortschritte und Veränderungen seit 2007	18
Artikel 6: Zukünftige Aktivitäten.....	18
7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug	19
7 (1) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug	19
Rahmenvorgaben aufgrund der föderalen Struktur der Bundesrepublik Deutschland	19
Einbeziehung internationalen und europäischen Rechts	20
Völkerrechtliche Verträge	20
Recht der Europäischen Union	21
7 (2) (i) Sicherheitsvorschriften und –regelungen	22
Innerstaatliche Sicherheitsvorschriften und -regelungen.....	22
Gesetze, Rechtsverordnungen und Verwaltungsvorschriften	22
Bekanntmachungen des BMU	25
Sonstige Regelwerke zur Sicherheit von Kernkraftwerken	26
Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks	28
Nationales kerntechnisches Regelwerk	28
Internationale Regelwerksentwicklung.....	29

	Aktionsplan zur Anpassung von Regelwerk und Sicherheitspraxis an die WENRA Referenzniveaus.....	30
7 (2) (ii)	Genehmigungssystem	30
	Allgemeine Bestimmungen	30
	Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren im Einzelnen	31
	Antragstellung.....	31
	Antragsprüfung	31
	Öffentlichkeitsbeteiligung	32
	Umweltverträglichkeitsprüfung	33
	Genehmigungsentscheidung	33
7 (2) (iii)	Behördliche Prüfung und Beurteilung (Aufsicht).....	34
7 (2) (iv)	Durchsetzung von Vorschriften und Bestimmungen	35
	Durchsetzung mittels aufsichtlicher Anordnungen, insbesondere in Eilfällen.....	35
	Durchsetzung mittels Änderung oder Widerruf der Genehmigung	35
	Verfolgung von Verstößen gegen atomrechtliche Vorschriften.....	36
	Straftatbestände	36
	Ordnungswidrigkeiten.....	36
	Erfahrungen.....	36
	Artikel 7: Fortschritte und Veränderungen seit 2007.....	37
	Artikel 7: Zukünftige Aktivitäten	37
8	Staatliche Stelle	39
8 (1)	Behörden, Gremien und Organisationen	39
	Zusammensetzung der staatlichen Stelle.....	39
	Verteilung der Aufgaben und Zuständigkeiten der staatlichen Stelle auf die Behörden von Bund und Ländern.....	41
	Nachgeordnete Behörde des Bundes - Bundesamt für Strahlenschutz	42
	Nachgeordnete Behörden in den Ländern	44
	Zusammenarbeit der Behörden der staatlichen Stelle - Länderausschuss für Atomkernenergie	44
	Organisation und personelle Ausstattung der atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern.....	45
	Atomrechtliche Behörde des Bundes	45
	Atomrechtliche Behörden der Länder	47
	Kompetenz der Mitarbeiter der „staatlichen Stelle“	48
	Kompetenz und Personalentwicklung bei der atomrechtlichen Behörde des Bundes.....	49
	Kompetenz und Personalentwicklung bei den atomrechtlichen Behörden der Länder	49
	Informations- und Wissensmanagementsystem	50
	Finanzielle Ressourcen der „staatlichen Stelle“.....	50
	Managementsysteme der „staatlichen Stelle“	51
	Entwicklung von Managementsystemen bei Landesbehörden.....	53
	Unterstützung durch Bundesamt für Strahlenschutz, Beratungskommissionen und Sachverständige	53
	Bundesamt für Strahlenschutz (BfS).....	53
	Reaktor-Sicherheitskommission, Strahlenschutzkommission.....	54
	Sachverständige.....	54
	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit	55
	IRRS-Selbstüberprüfung und Mission für die „staatliche Stelle“ in Deutschland	55

8 (2)	Aufgabentrennung bei Überwachung und Nutzung der Kernenergie.....	57
	Anforderungen des Übereinkommens	57
	Verwirklichung in Deutschland	58
	Artikel 8: Fortschritte und Veränderungen seit 2007	59
	Artikel 8: Zukünftige Aktivitäten.....	59
9	Verantwortung des Genehmigungsinhabers	60
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	60
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber	61
	Behördliche Überprüfung	63
	Genehmigungsinhaber bei Errichtung der Anlagen	63
	Artikel 9: Fortschritte und Veränderungen seit 2007	65
	Artikel 9: Zukünftige Aktivitäten.....	65
10	Vorrang der Sicherheit	66
	Gesetzliche und regulatorische Vorgaben.....	66
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber	67
	Sicherheitspolitik.....	67
	Sicherheitsmanagement.....	67
	Behördliche Überprüfung	67
	Interne Maßnahmen der Behörde zum Vorrang der Sicherheit.....	68
	Artikel 10: Fortschritte und Veränderungen seit 2007	69
	Artikel 10: Zukünftige Aktivitäten.....	69
11	Finanzmittel und Personal	71
11 (1)	Finanzmittel	71
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	71
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber	72
	Behördliche Überprüfung	72
11 (2)	Personal und Personalqualifikation	72
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	72
	Methoden zur Festlegung von Kompetenzanforderungen und Trainingsanforderungen.....	73
	Personalentwicklung.....	73
	Personalqualifikation	75
	Methodik zum Nachweis einer ausreichenden Anzahl von qualifiziertem Personal.....	76
	Überprüfung von Unterauftragnehmern	77
	Experten im Bereich der Kerntechnik	77
	Behördliche Überprüfung	77
	Artikel 11: Fortschritte und Veränderungen seit 2007	78
	Artikel 11: Zukünftige Aktivitäten.....	78
12	Menschliche Faktoren	79
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	79
	Berücksichtigung ergonomischer Grundsätze in der Auslegung und bei Änderungen kerntechnischer Einrichtungen.....	82
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber	82

	Selbstbewertung des Betreibers von Management und Organisation.....	83
	Auswertung von Betriebserfahrung in Bezug auf menschliche und organisatorische Faktoren.....	83
	Behördliche Überprüfung	83
	Artikel 12: Fortschritte und Veränderungen seit 2007.....	84
	Artikel 12: Zukünftige Aktivitäten	84
13	Qualitätssicherung	85
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	85
	Umsetzung eines integrierten Managementsystems	85
	Auditprogramme des Betreibers	86
	Auditprogramme der Betreiber bei Hersteller und Zulieferer.....	86
	Behördliche Überprüfung	87
	Artikel 13: Fortschritte und Veränderungen seit 2007.....	88
	Artikel 13: Zukünftige Aktivitäten	88
14	Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit	89
14 (i)	Bewertung der Sicherheit	89
	Anforderungen an Sicherheitsbewertungen in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren.....	89
	Anforderungen an die Dokumentation bei Sicherheitsbewertungen in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren	90
	Sicherheitsbewertungen im Aufsichtsverfahren	92
	Sicherheitsüberprüfung	92
	Durchgeführte Sicherheitsbewertungen	94
	Deterministische Sicherheitsanalysen	94
	Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA).....	94
	Durchgeführte Nachrüstungen und Verbesserungen sowie laufende Aktivitäten	94
	Beeinträchtigung der Wasseransaugung aus dem Sumpfraum von DWR- Anlagen bei Störfällen mit Kühlmittelverlust (KMV-Störfälle).....	94
	Störfallverhalten von Brennelementen mit Hüllrohren aus Zirkonium-Niob	95
	Deborierung	95
	Software-basierte Leittechnik.....	96
	Aktivitäten in Folge eines Ereignisses im KKW Krümmel im Jahr 2007	96
	Behördliche Überprüfung	96
14 (ii)	Nachprüfung der Sicherheit	97
	Regulatorische Anforderungen	97
	Vorgehen der Betreiber bei Zweifeln an der Störfallbeherrschung	97
	Regelmäßige Sicherheitsnachweise des Betreibers	98
	Alterungsmanagement	99
	Maßnahmen für betreiberinterne Überprüfungen.....	100
	WANO-Peer-Reviews	100
	Nationale Peer-Reviews.....	101
	OSART-Missionen.....	101
	Überprüfungen im Rahmen der staatlichen Aufsicht.....	102
	Begleitende Prüfungen während der Errichtung, Inbetriebsetzung und Änderung	102
	Prüfungen während des Betriebes	102
	Artikel 14: Fortschritte und Veränderungen seit 2007.....	104
	Artikel 14: Zukünftige Aktivitäten	104

15	Strahlenschutz	105
	Überblick zum Regelwerk	105
	Regulatorische Grundlagen	105
	Anforderungen an den Schutz der Beschäftigten	107
	Anforderungen an den Schutz der Bevölkerung	108
	Emissions- und Immissionsüberwachung	109
	Überwachung der Umweltradioaktivität / Integriertes Mess- und Informationssystem	111
	Regulatorische Anforderungen an die Umsetzung des ALARA-Prinzips	112
	Ergebnisse der Umsetzung der Strahlenschutzmaßnahmen durch den Betreiber	113
	Exposition des Personals	113
	Ableitung radioaktiver Stoffe beim Anlagenbetrieb	115
	Maßnahmen zur Umsetzung des ALARA Prinzips	118
	Überwachung der Umweltradioaktivität	119
	Behördliche Überprüfung und Überwachung	120
	Artikel 15: Fortschritte und Veränderungen seit 2007	122
	Artikel 15: Zukünftige Aktivitäten	122
16	Notfallvorsorge	123
	Struktur und Ziele der Notfallvorsorge	123
16 (1)	Notfallvorsorge, Notfallpläne	124
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	124
	Aufgaben und Zuständigkeiten	125
	Betreiber der kerntechnischen Anlage	125
	Behörden der Länder	126
	Behörden des Bundes und der Länder	126
	Notfallpläne und Alarmierung	127
	Lagebeurteilung	129
	Maßnahmen außerhalb der Anlage	130
	Kriterien für Schutzmaßnahmen	130
	Schutzmaßnahmen im betroffenen Gebiet zur Gefahrenabwehr	132
	Schutzmaßnahmen der Strahlenschutzvorsorge zur Risikominimierung	133
	Maßnahmen innerhalb der Anlage	134
	Übungen	134
	Ausbildung	134
	Übungen des Betreibers	134
	Übungen der Behörden auf nationaler Ebene	135
	Beteiligung an Übungen auf internationaler Ebene	137
	Behördliche Überprüfung	137
16 (2)	Information der Bevölkerung und der Nachbarstaaten	138
	Information der Bevölkerung	138
	Information der Nachbarstaaten	139
16 (3)	Notfallvorsorge bei Vertragsparteien ohne Kernanlagen	139
	Artikel 16: Fortschritte und Veränderungen seit 2007	140
	Artikel 16: Zukünftige Aktivitäten	140
17	Standortwahl	142
17 (1)	Standortbewertung	142
	Anforderungen an die Standortwahl	142
	Vorgehensweisen und Kriterien bei der Standortwahl	142

	Auslegung gegen zivilisatorische und naturbedingte Einwirkungen von außen.....	143
	Auslegung gegen Hochwasser	143
	Auslegung gegen Erdbeben	144
	Schutz gegen Flugzeugabsturz	144
	Schutz gegen Explosionsdruckwelle	145
	Aufsichtliche Maßnahmen.....	145
17 (2)	Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung	145
	Anforderungen hinsichtlich der sicherheitstechnischen Auswirkungen	145
	Konventionelle Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung	145
	Radiologische Auswirkungen beim Betrieb der Anlage und bei Störfällen	146
	Umsetzung der Anforderungen im Genehmigungsverfahren	146
17 (3)	Neubewertung der standortspezifischen Gegebenheiten	146
	Maßnahmen zur Neubewertung	146
	Ergebnisse von Standortbewertungen	147
	Hochwasser	147
	Erdbeben	147
	Flugzeugabsturz	148
	Explosionsdruckwelle	148
	Aufsichtliche Bewertungen und Aktivitäten.....	148
17 (4)	Konsultationen mit Nachbarländern.....	148
	Internationale Abkommen	148
	Bilaterale Abkommen mit Nachbarstaaten	149
	Artikel 17: Fortschritte und Veränderungen seit 2007.....	150
	Artikel 17: Zukünftige Aktivitäten	150
18	Auslegung und Bau.....	152
18 (i)	Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzepts.....	152
	Überblick über die gesetzlichen und regulatorischen Anforderungen für Auslegung und Errichtung kerntechnischer Anlagen	152
	Derzeitiger Stand der Umsetzung der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen, insbesondere hinsichtlich der Integrität des Brennstoffes, der Druckführenden Umschließung und des Sicherheitseinschlusses	153
	Umsetzung der grundlegenden Sicherheitsprinzipien.....	153
	Maßnahmen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse und zur Minimierung der radiologischen Folgen.....	154
	Übersicht über die wesentlichen Nachrüstmaßnahmen seit der Inbetriebnahme, die aufgrund deterministischer und probabilistischer Bewertungen erfolgt sind.....	154
	Verbesserungen in der Anlagentechnik, die seit dem letzten Bericht aufgrund deterministischer und probabilistischer Bewertungen erfolgt sind	158
	Behördliche Überprüfungen und Überwachung	159
18 (ii)	Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken.....	160
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen für den Einsatz von betriebsbewährten oder ausreichend geprüften Technologien.....	160
	Maßnahmen zur Einführung bewährter Technologien	160
	Werkstoffe und Konstruktion	160
	Aktive Komponenten	161
	Analysen, Tests und experimentelle Methoden für die Qualifizierung neuer Technologien wie digitale Leittechnik	161
	Behördliche Überprüfungen und Überwachung	162

18 (iii)	Auslegung für einen zuverlässigen, stabilen und einfach zu handhabenden Betrieb der Anlage.....	163
	Überblick über die regulatorischen Grundlagen für einen zuverlässigen, stabilen und einfach zu handhabenden Betrieb unter besonderer Berücksichtigung menschlicher Faktoren und der Mensch-Maschine-Schnittstelle.....	163
	Ergonomische Gestaltung von Leitständen.....	163
	Personalqualifikation	164
	Integritätskonzept	164
	Von den Betreibern eingeführte Maßnahmen und technische Verbesserungen....	165
	Überwachung und Kontrolle durch die Aufsichtsbehörden	165
	Artikel 18: Fortschritte und Veränderungen seit 2007	166
	Artikel 18: Zukünftige Aktivitäten.....	166
19	Betrieb.....	167
19 (i)	Erstgenehmigung.....	167
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	167
	Sicherheitsanalyse	168
	Inbetriebsetzungsprogramm	168
	Begleitende Kontrolle bei der Errichtung	169
	Behördliche Aufsicht.....	169
19 (ii)	Grenzwerte und Bedingungen	169
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	169
	Festlegung von Grenzwerten und Bedingungen	170
	Bedarfsweise Überprüfung und Überarbeitung von betrieblichen Grenzwerten und Bedingungen	170
	Behördliche Aufsicht.....	170
19 (iii)	Verfahren für Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung.....	171
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	171
	Betriebshandbuch/Prüfhandbuch.....	171
	Betriebshandbuch.....	171
	Prüfhandbuch	172
	Verfügbarkeit von Betriebshandbuch, Prüfhandbuch und Notfallhandbuch ..	173
	Festlegung des Verfahrens bei Instandhaltungs- oder Änderungsarbeiten.....	173
	Einbindung des Personals	173
	Einbindung der Arbeitsabläufe in das Managementsystem	174
	Behördliche Aufsicht.....	175
19 (iv)	Vorgehensweisen bei betrieblichen Ereignissen und Störfällen.....	175
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	175
	Störungen, Stör- und Notfälle.....	176
	Störungen (anomaler Betrieb).....	176
	Störfälle	176
	Schutzzielorientiertes Vorgehen bei Störfällen	177
	Ereignisorientiertes Vorgehen bei Störfällen.....	177
	Notfälle.....	177
	Behördliche Überprüfung	178
19 (v)	Ingenieurtechnische und technische Unterstützung	178
	Verfügbarkeit der ingenieurtechnischen Unterstützung.....	178
	Interne technische Unterstützung	179
	Externe technische Unterstützung	179
	Behördliche Aufsicht.....	180

19 (vi)	Meldung von sicherheitsrelevanten Ereignissen	180
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	180
	Meldekriterien und Meldeverfahren	181
	Ereignisstatistiken.....	182
	Dokumentation und Publikation der Ereignisse.....	185
	INES	185
	Behördliche Aufsicht.....	185
19 (vii)	Sammlung, Analyse und Austausch von Betriebserfahrungen.....	186
	Regulatorische Anforderungen	186
	Auswertung der Betriebserfahrung durch die Betreiber	186
	Auswertung von nationaler und internationaler Betriebserfahrung	187
	Auswertung der Betriebserfahrung durch die Aufsichtsbehörden.....	187
	Auswertung der Betriebserfahrung im Auftrag des BMU	188
	Störfallmeldestelle des BfS	188
	Auswertung der Betriebserfahrung durch GRS.....	188
	Überprüfung der Übertragbarkeit.....	189
	Erfahrungsaustausch	190
	Internationale Datenbanken.....	190
	Behördliche Aufsicht.....	190
	Programme zum Erfahrungsaustausch	190
19 (viii)	Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente	191
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	191
	Lagerung abgebrannter Brennelemente.....	191
	Behandlung, Konditionierung und Beseitigung radioaktiver Abfälle	192
	Minimierung der Abfallmenge	192
	Entsorgung	193
	Freigabe.....	193
	Behördliche Aufsicht.....	193
Artikel 19: Fortschritte und Veränderungen seit 2007.....	194	
	KTA-Regelanpassung: Anforderung an das Betriebs-, Prüf- und Notfallhandbuch.....	194
	Weitere KTA-Regeländerungen aufgrund von Betriebserfahrungen	194
	Meldeverfahren.....	195
Artikel 19: Zukünftige Aktivitäten	195	
Anhang 1 Kernkraftwerke	197	
Anhang 2 Forschungsreaktoren.....	203	
Anhang 3 Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung heranzuziehende Störfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle, DWR und SWR	209	
Anhang 4 Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale, DWR und SWR	213	
Anhang 5 Referenzliste kerntechnisches Regelwerk.....	225	
Text des Übereinkommens	249	

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 6-1	Kernkraftwerke in Deutschland	10
Abbildung 6-2	Forschungsreaktoren > 50 kW in Deutschland	13
Abbildung 7-1	Regelungspyramide	22
Abbildung 8-1	Organisation der staatlichen Stelle	40
Abbildung 8-2	Länderausschuss für Atomkernenergie	44
Abbildung 8-3	Organisation der Abteilung Reaktorsicherheit und Strahlenschutz	46
Abbildung 8-4	Organisation und Personalausstattung der Unterabteilung RS I	47
Abbildung 8-5	Prinzipielle Organisation einer Abteilung eines Landesministeriums für die Überwachung der Kernenergie	48
Abbildung 8-6	Prozessmodell der Abteilung Reaktorsicherheit	52
Abbildung 11-1	Altersverteilung des Personals mit technischem Know-How am Standort Biblis	74
Abbildung 15-1	Mittlere Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage ..	114
Abbildung 15-2	Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 2008 getrennt nach Betriebszuständen, KWO und KKS stillgelegt	114
Abbildung 15-3	Mittlere jährliche Ableitung der in Betrieb befindlichen DWR und SWR mit der Fortluft	115
Abbildung 15-4	Mittlere jährliche Ableitung der in Betrieb befindlichen DWR und SWR mit dem Abwasser	116
Abbildung 15-5	Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft der in Betrieb befindlichen Anlagen im Jahr 2008	117
Abbildung 15-6	Dosis aus Ableitungen mit dem Abwasser der in Betrieb befindlichen Anlagen im Jahr 2008	117
Abbildung 15-7	Mittlere Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft aus allen in Betrieb befindlichen Anlagen	118
Abbildung 15-8	Beispiel für die Ermittlung der Umweltradioaktivität auf Grundlage von Gamma-Ortsdosisleistungsmessungen	120
Abbildung 16-1	Struktur der Notfallvorsorge	123
Abbildung 16-2	Organisation der Notfallvorsorge	127
Abbildung 16-3	Einsatzgebiete der verschiedenen Mess- und Probenahmedienste	130
Abbildung 19-1	Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Art des Auftretens	183
Abbildung 19-2	Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Betriebszuständen und Auswirkungen auf den Betrieb (Leistungsbetrieb, An- und Abfahren)	184
Abbildung 19-3	Mittlere Anzahl ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr	184

Tabellenverzeichnis

Tabelle 6-1	Mittlere Verfügbarkeiten der deutschen Kernkraftwerke	11
Tabelle 7-1	Rechtsverordnungen zu Schutz- und Vorsorgemaßnahmen bei Kernkraftwerken	24
Tabelle 8-1	Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder für Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens	41
Tabelle 8-2	Zuordnung der regulatorischen Funktionen zu den atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern	43
Tabelle 14-1	Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke	93
Tabelle 14-2	Mittlere Anzahl wiederkehrende Prüfungen pro Jahr, typisch für einen DWR (Baulinie 3) mit jährlicher Revision	98
Tabelle 15-1	Dosisgrenzwerte aus der Strahlenschutzverordnung	106
Tabelle 16-1	Ereignisgruppen zur anlagenexternen Notfallplanung	124
Tabelle 16-2	Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen	131
Tabelle 18-1	Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken (nach Baulinien getrennt)	155
Tabelle 19-1	Anzahl meldepflichtiger Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Kategorien	183
Tabelle 19-2	Standort-Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente	191

Abkürzungen

AtG	Atomgesetz
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit - Bundesumweltministerium -
BMBF	Bundesministerium für Bildung und Forschung
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie
CSS	Commission on Safety Standards
DWR	Druckwasserreaktor
GG	Grundgesetz
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
IAEA	International Atomic Energy Agency Internationale Atomenergie Organisation (IAEO)
ICRP	International Commission on Radiological Protection
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
KFÜ	Kernkraftwerk-Fernüberwachungssystem
KMV	Kühlmittelverlust
KTA	Kerntechischer Ausschuss
LAA	Länderausschuss für Atomkernenergie
MOX-	Mischoxid-
NUSSC	Nuclear Safety Standards Committee
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency
OSART	Operational Safety Review Team
PBO	Personelle Betriebsorganisation
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RHWG	Reactor Harmonization Working Group
RODOS	Entscheidungshilfesystem
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
SMS	Sicherheitsmanagementsystem
SSK	Strahlenschutzkommission
SÜ	Sicherheitsüberprüfung
StGB	Strafgesetzbuch
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
SWR	Siedewasserreaktor
TÜV	Technischer Überwachungs-Verein

VGB	VGB Power Tech e. V., vormals „Technische Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber“
WANO	World Association of Nuclear Operators
WENRA	Western European Nuclear Regulators' Association

Einführung

Rahmenbedingungen für die Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland

Übersicht über die Politik der Bundesrepublik Deutschland bezüglich der Kernenergie

Als Rechtsgrundlage für den Betrieb der deutschen Kernkraftwerke ist das Atomgesetz (AtG) im Jahre 2002 mit dem Ziel novelliert worden, die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität geordnet zu beenden. Im Gesetz wurden für jedes Kernkraftwerk Stromproduktionsrechte festgelegt. Die Höhe der zugeteilten Stromproduktionsrechte entspricht einer durchschnittlichen Gesamtbetriebszeit von jeweils 32 Jahren.

Wie in der Regierungserklärung von Bundeskanzlerin Merkel vom 10. November 2009 festgestellt wird, setzt die Bundesregierung auf einen Energiemix, der die konventionellen Energieträger schrittweise durch erneuerbare Energien ersetzt. Die Kernenergie bleibt für eine Übergangszeit als Brückentechnologie ein unverzichtbarer Teil des Energiemixes. Die Bundesregierung ist deshalb bereit, die Laufzeiten der deutschen Kernkraftwerke unter Einhaltung der strengen deutschen und internationalen Sicherheitsstandards zu verlängern und einen wesentlichen Teil der zusätzlichen Gewinne der Kraftwerksbetreiber für die Beschleunigung des Weges in das regenerative Energiezeitalter zu nutzen, zum Beispiel durch verstärkte Forschung zur Energieeffizienz und zu den Speichertechnologien.

Gegenwärtig arbeitet die Bundesregierung an einem Energiekonzept, mit dem Umweltfreundlichkeit, Versorgungssicherheit und Wirtschaftlichkeit der Energieversorgung sichergestellt werden soll. Dieses Energiekonzept wird im Herbst 2010 vorliegen.

Übersicht über das nationale nukleare Programm

Das erste Kernkraftwerk wurde in Deutschland in den Jahren 1960/61 in Betrieb genommen, die letzte Erstinbetriebnahme eines Kernkraftwerkes erfolgte in den Jahren 1988/89.

Gegenwärtig stehen in Deutschland insgesamt 17 Kernkraftwerksblöcke zur Elektrizitätserzeugung zur Verfügung, deren verbliebene Kontingente an Stromproduktionsrechten noch nicht verbraucht sind.

Verpflichtungen der Bundesrepublik Deutschland aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit und Übersicht über die wichtigsten Sicherheitsfragen

Die Bundesregierung betrachtet das Übereinkommen über nukleare Sicherheit als ein wichtiges Instrument zur Gewährleistung und Verbesserung der Sicherheit des Betriebs der Kernkraftwerke national und weltweit. Die ständige Gewährleistung sowie die Weiterentwicklung der Sicherheit der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke müssen höchste Priorität haben. Unabhängig von der Haltung der Bundesregierung zur Notwendigkeit der kommerziellen Nutzung der Kernenergie zum Zwecke der Elektrizitätserzeugung bekennt sich Deutschland zu seinen internationalen Verpflichtungen, insbesondere zur Erfüllung der Verpflichtungen aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit.

Die wichtigsten Sicherheitsfragen, die in der vergangenen Berichtsperiode bearbeitet wurden, betrafen u. a. die Erstellung und begonnene Erprobung der neuen Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, die Durchführung der IRRS-Mission (IRRS = Integrated Regulatory Review Service), die Einführung und Optimierung der Sicherheitsmanagementsysteme, die Umrüstung der Sumpfsiebe und die Verbesserung der Ausfallsicherheit der Energieversorgung bestimmter KKW-Komponenten.

Vorgehen bei der Erstellung des Berichts

An der Erstellung dieses vorliegenden fünften Berichtes der Regierung der Bundesrepublik Deutschland zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit haben diejenigen Organisationen in Deutschland gemeinsam mitgewirkt, die mit der Sicherheit von Kernkraftwerken befasst sind. Dies sind insbesondere die atomrechtlichen Behörden des Bundes, unterstützt durch deren Sachverständigenorganisation, die atomrechtlichen Behörden der Länder sowie die vier Stromversorgungsunternehmen, die in Deutschland Kernkraftwerke betreiben.

Der vorliegende Bericht folgt weitgehend den gestalterischen und inhaltlichen Vorgaben der Richtlinie INFCIRC/572 Rev. 3 „Guidelines regarding National Reports under the Convention on Nuclear Safety“.

Der Bericht ist wie die vorangegangenen Berichte als vollständige und geschlossene Darstellung konzipiert und beschränkt sich somit nicht nur auf die Änderungen seit der vierten Überprüfungskonferenz. Es erfolgte eine weitgehende Neuformulierung der Kapitel und Anpassung an die Richtlinie zur Berichterstellung. In dem Kapitel zu Artikel 6 und im Anhang 2 wurden wie bereits in den vorherigen Berichten Angaben zu den Forschungsreaktoren aufgenommen, obwohl Forschungsreaktoren keine Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens sind.

Zum Nachweis der Einhaltung der Verpflichtungen werden zu jedem Artikel des Übereinkommens die einschlägigen Gesetze, Verordnungen und Regelwerke angegeben. Im Text zu jedem Kapitel wird dargestellt, auf welche Weise die wesentlichen Sicherheitsanforderungen in den Kernanlagen erfüllt werden und welche Maßnahmen hierzu die Betreiber dieser Kernanlagen getroffen haben. Ausführungen zu Genehmigungsverfahren und zur staatlichen Aufsicht sowie zu den Maßnahmen für die Verbesserung der nuklearen Sicherheit sind Schwerpunktthemen des hier vorgelegten fünften nationalen Berichts.

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

Die an der Erstellung des deutschen Berichts Beteiligten haben ihrer Arbeit zu Grunde gelegt:

- Die Ergebnisse der vierten und der vorangehenden Überprüfungskonferenzen,
- Schwerpunkte der Fragen, die anlässlich der vierten Überprüfungskonferenz an den Vertragsstaat Deutschland gestellt worden sind,
- Ergebnisse der Beratungen in der Ländergruppe 5 der vierten Überprüfungskonferenz und
- Ankündigungen des Vertragsstaates Deutschland bei den vorangehenden Überprüfungskonferenzen.

Hieraus wurden Schwerpunkte abgeleitet, die im Rahmen der Berichtserstellung zwischen den Beteiligten vertieft geprüft und diskutiert wurden.

Der Bericht des Vertragsstaates Deutschland wurde vom Kabinett der Bundesregierung bei seiner Sitzung am 4. August 2010 gebilligt.

Zusammenfassung der wichtigsten Ergebnisse seit der 4.Überprüfungstagung

Nachfolgend werden die wichtigsten Ergebnisse und Arbeiten auf dem Gebiet der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit seit der vierten Überprüfungstagung im Jahre 2008 dargestellt. Berücksichtigt wurden dabei auch die Themen aus dem Rapporteurs-Bericht zu Deutschland.

Die Verpflichtungen aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit sind ein wichtiges Instrument für die Fortentwicklung aller die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz beeinflussenden Faktoren.

Gegenwärtig sind in Deutschland 17 Kernkraftwerksblöcke in Betrieb. Die nukleare Sicherheit dieser Anlagen sowie der Schutz der Beschäftigten und der Bevölkerung sind vorrangiges Anliegen der Betreiber und der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden. Im Rahmen des behördlichen Aufsichtsverfahrens wird die Sicherheit der Anlagen fortlaufend überprüft. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, wird die Notwendigkeit von Verbesserungen geprüft.

Zusätzliche ganzheitliche Sicherheitsüberprüfungen sind im Atomgesetz nach jeweils 10 Jahren Betrieb gefordert. Im Zeitraum seit 2007 erfolgten sie in neun Kernkraftwerken.

Sicherheitsvorschriften und -regelungen

Die umzusetzenden Inhalte der Richtlinie 2009/71/Euratom der Europäischen Union vom 25. Juni 2009 über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen [1F-1.25] werden bis zum 22. Juli 2011 verbindlich in das deutsche Atomrecht überführt.

In den letzten Jahren erfolgte eine Überarbeitung der Meldekriterien im Rahmen der Novellierung der AtSMV [1A-17]. Aus praktischen Erwägungen werden die Meldekriterien zukünftig in getrennte technische Teile für Kernkraftwerke, für Forschungsreaktoren, für die Anlagen der Kernbrennstoffver- und -entsorgung, für alle stillgelegten kerntechnischen Anlagen sowie für die Aufbewahrung von abgebrannten Brennelementen gegliedert sein. Die geänderte AtSMV ist im Sommer 2010 in Kraft getreten.

Die neuen „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ wurden im April 2009 als Entwurf vorgelegt. Bund und Länder haben sich auf ein Verfahren geeinigt, das eine probeweise Anwendung parallel zum bestehenden Regelwerk vorsieht (→ Artikel 7). In einem umfassenden Konsultationsverfahren mit Ländern, Energieversorgungsunternehmen und Wissenschaft sollen praktische Erfahrungen mit dem Entwurf der Sicherheitskriterien gewonnen werden, auf deren Grundlage der Entwurf überarbeitet wird. Bund und Länder streben eine einvernehmliche Verabschiedung des kerntechnischen Regelwerks an.

Im Berichtszeitraum wurde der Entwurf des Aktionsplans zur Umsetzung der WENRA-Referenzniveaus in das nationale kerntechnische Regelwerk fortgeschrieben. Der Arbeitsfortschritt wird jeweils der WENRA RHWG vorgetragen. Das BMU stimmt die Umsetzung mit den atomrechtlichen Behörden der Länder ab.

Die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA-Regeln) werden regelmäßig auf ihre Gültigkeit geprüft. Soweit erforderlich werden sie überarbeitet bzw. neu erstellt. Im Zeitraum von 2007 bis 2009 sind insgesamt 13 KTA-Regeln überarbeitet, eine KTA-Regel neu erstellt und 4 neue KTA-Regelvorhaben initiiert worden.

Durchführung der IRRS-Mission in Deutschland

Im Jahre 2008 ist auf Einladung der Bundesregierung eine IRRS-Mission der IAEO beim Bundesumweltministerium (BMU) und dem Ministerium für Umwelt, Naturschutz und Verkehr Baden-Württembergs (UVM BW) für den Bereich der Sicherheit von Kernkraftwerken sowie für einzelne Aspekte des Strahlenschutzes durchgeführt worden. Der im Vorfeld durchgeführte Selbstbewertungsprozess und die Ergebnisse der Mission selbst werden insgesamt positiv bewertet. Verbesserungsmaßnahmen wurden eingeleitet. Die Empfehlungen und Hinweise der IRRS-Mission wurden in den Aktionsplänen des BMU und des UVM BW berücksichtigt. In den ergänzten Aktionsplänen wurden weitere Verbesserungsmaßnahmen festgelegt.

Deutschland wird zu einer IRRS-Follow-up-Mission einladen, das BMU und das UVM BW werden die zu den vom Review-Team ausgesprochenen Empfehlungen und Hinweisen getroffenen Maßnahmen bei der IRRS-Follow-up-Mission vorstellen.

Die staatliche Stelle und ihre Personalausstattung

Die Effektivität der staatlichen Stelle in Deutschland soll unter Berücksichtigung der Empfehlungen und Hinweise des IRRS-Review-Teams auf der Grundlage der bestehenden Zuständigkeiten von Bund und Ländern weiterentwickelt und optimiert werden. Die Personalsituation soll - soweit erforderlich - verbessert werden. Die zuständigen Behörden des Bundes und der Länder arbeiten hierbei zusammen.

Sicherheitsmanagement und Fachkunde des Betriebspersonals

In den letzten Jahren sind die Managementsysteme der Kernkraftwerke weiterentwickelt worden. Neben der Aufbauorganisation wurde das ablauforganisatorische Vorgehen ergänzend zu bereits existierenden schriftlichen betrieblichen Regelungen prozessorientiert dokumentiert. Indikatorensätze, die den internationalen Standard und die Prozessbewertung berücksichtigen, wurden eingeführt und weiterentwickelt. Die Weiterentwicklung und Optimierung des Sicherheitsmanagementsystems auf der Grundlage der Ergebnisse der Wirksamkeitsprüfungen stellen für den Betreiber eine fortlaufende Aufgabe dar. In den kommenden Jahren soll die Einführung des prozessorientierten Managementsystems in allen Anlagen abgeschlossen werden.

Der Erfahrungsaustausch der deutschen Betreiber untereinander hat dazu geführt, dass die Genehmigungsinhaber weitgehend bei den Managementsystemen von einem prozessorientierten Ansatz ausgehen. Dieser erfasst neben den Führungsprozessen auch die sicherheitsrelevanten betrieblichen Prozesse. In der KTA-Regel 1402, die derzeit erarbeitet wird, sollen die Anforderungen an das Managementsystem weiter präzisiert werden. Die KTA-Regel ist weitestgehend fertig gestellt und wird im Jahr 2010 zur Diskussion vorgelegt.

Mit Hilfe der Ergebnisse von Reviews und Audits sowie der Auswertung von Indikatoren ist die Aufsichtsbehörde in der Lage, die Wirksamkeit des Sicherheitsmanagementsystems für die jeweilige Anlage zu bewerten und die Fortschritte hinsichtlich der Erreichung und der Weiterentwicklung von Sicherheitszielen zu erkennen.

Dieser Prozess wird auch weiterhin im Rahmen des Aufsichtsverfahrens der Länder verfolgt. Dabei sind folgende Aspekte zu beachten:

- Nachweis und regelmäßige Berichterstattung der Genehmigungsinhaber über die Erfüllung der sich aus dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik ergebenden Anforderungen an die Einführung, Anwendung und Verbesserung ihrer Managementsysteme,
- Methoden und Aussagekraft der von den Genehmigungsinhabern praktizierten Wirksamkeitsprüfung (Ableitung aus den Sicherheitszielen, Indikatoren, unabhängige interne oder externe Überprüfungen (wie zum Beispiel Managementreviews und Audits), systematische Vergleiche mit anderen Anlagen und Betreibern (wie zum Beispiel Peer Reviews, Benchmarking))
- Methoden der regelmäßigen behördlichen Überprüfung der Einrichtung und Anwendung von Managementsystemen, die der nuklearen Sicherheit gebührenden Vorrang einräumen, durch die Genehmigungsinhaber einschließlich der Fragen des Zusammenspiels und möglicher Wechselwirkungen der Wirksamkeitsprüfung durch den Genehmigungsinhaber und die Aufsichtsbehörde. Es soll ein internationaler Vergleich der behördlichen Anforderungen zum Sicherheitsmanagement und der daraus folgenden Maßnahmen innerhalb des Aufsichtsprozesses durchgeführt werden, um sicherzustellen, dass die nationalen Anforderungen dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

Auf der Basis der von Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission und den weitergehenden Beratungen über die Kommunikation in der Warte und deren Aufzeichnung sowie die aufsichtliche Überprüfung der Sicherheitskultur der Betreiber sind in den kommenden Jahren folgende Aktivitäten geplant:

- Weitere Untersuchungen zur Audio-Überwachung in der Kraftwerkswarte,
- Entwicklung bundeseinheitlicher Kriterien zum Vorgehen bei der behördlichen Überprüfung der Sicherheitskultur.

Die Anforderungen an Maßnahmen zum Fachkundeerhalt (→ Artikel 11) des leitenden Kernkraftwerkspersonals wurden präzisiert und umgesetzt. Die Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal [3-2], die u. a. konkrete Anforderungen an die Fachkunde von verantwortlichem Personal enthält, wird derzeit überarbeitet. Dabei werden insbesondere Anpassungen der erforderlichen Zeiten an praktischer Erfahrung vorgenommen.

Die Kraftwerksbetreiber erstellen derzeit einen Leitfaden mit Empfehlungen zur Lernerfolgskontrolle. Mit diesem Leitfaden wird die Einführung der systematischen, prozessorientierten Neuordnung der Ausbildungsorganisation, gemäß des von der IAEO empfohlenen Kreisprozesses „Systematic Approach to Training“ (SAT), erfolgen. Dieser Kreisprozess basiert auf grundlegenden Elementen eines Qualitätsmanagementsystems. Um die einzelnen Prozessschritte durchlaufen zu können, sind an ausgewählten markanten Punkten Erfolgs- und Wirksamkeitskontrollen vorgegeben. Der Abschluss und Erfolg einer Schulungsmaßnahme wird in mehrfacher Hinsicht evaluiert werden, um auf der einen Seite die Wirksamkeit und auf der anderen Seite die Güte einer Fortbildungs- und Trainingsveranstaltung bewerten zu können und ggf. Verbesserungspotenzial aufzuzeigen. Die Fertigstellung des Leitfadens wird im Jahr 2010 angestrebt.

Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit

Auf dem Gebiet der Erdbebenauslegung wurde u. a. die KTA-Regel 2201.1 „Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze“ überarbeitet und liegt seit September 2009 als Regeländerungsentwurfsvorlage vor. In die Anforderungen an die Erdbebenauslegung gemäß dieser Regel wurden erstmals probabilistische Methoden einbezogen.

Im Rahmen eines Forschungsvorhabens wurde anhand exemplarischer Studien zu Auswirkungen des Klimawandels in Mitteleuropa untersucht, welche Auswirkungen der Klimawandel auf die Gefährdung von Kernkraftwerken durch meteorologische Einwirkungen in Deutschland haben könnte. Daraus lässt sich ableiten, dass für die deutschen Kernkraftwerkstandorte innerhalb der nächsten Jahrzehnte nicht mit einer erheblichen Zunahme der Gefährdung durch solche Einwirkungen zu rechnen ist. Anpassungen der Schutzkonzepte können, abhängig von den konkreten Standortgegebenheiten, dennoch erforderlich werden.

Unter Berücksichtigung der Fortentwicklung des Erkenntnisstands und der Betriebsanforderungen wurde die Regel [KTA 1201] zu Sicherheitsspezifikationen überarbeitet und neu strukturiert. Dabei wurden zusätzliche Anforderungen zum An- und Abfahren der Anlage und zum Anlagenstillstand (Nichtleistungsbetrieb) aufgenommen. Darüber hinaus sind Anforderungen an Regelungen zur Störfallbeherrschung bei Nichtleistungsbetrieb neu aufgenommen worden. Modifiziert wurden ebenfalls die Anforderungen zum schutzzielorientierten Teil des Betriebshandbuches sowie der Übergang zum Notfallhandbuch.

Hinsichtlich der probabilistischen Bewertung des Schutzes von Kernkraftwerken gegen Einwirkungen von außen im Rahmen der Sicherheitsüberprüfungen (→ Artikel 14 (i)) sind Weiterentwicklungen angedacht: Da die Anforderung, probabilistische Analysen für Einwirkungen von außen durchzuführen, erst im Jahr 2005 in den PSA-Leitfaden [3-74.1] aufgenommen wurde, sind die entsprechenden untergeordneten Dokumente [4-7] noch nicht voll ausgereift. Auf der Grundlage der ersten Erfahrungen mit der Umsetzung der Methoden zur Probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (PSA-Methodenband [4-7]) und zusätzlicher theoretischer Überlegungen sollen die entsprechenden Kapitel in den nächsten Jahren überarbeitet werden.

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) hat im November 2005 den Beschluss gefasst, zum Thema Alterungsmanagement ein neues Regelwerksvorhaben zu initiieren [KTA 1403]. Die Arbeiten wurden im Mai 2006 aufgenommen. Seit 11/2009 liegt die KTA 1403 „Alterungsmanagement in Kernkraftwerken“ als Regelentwurf vor.

Ganzheitliche Sicherheitsüberprüfungen, wie sie im Atomgesetz nach jeweils 10 Jahren Betrieb gefordert sind, erfolgten seit 2007 in den Kernkraftwerken Grafenrheinfeld, Krümmel, Philippsburg-2, Isar-2, Emsland, Gundremmingen B und C sowie Neckarwestheim-1 und -2. Für die Anlagen Grohnde und Biblis B ist die Fertigstellung bis Ende 2010 vorgesehen.

Im Zusammenhang mit der auf der Vierten Überprüfungskonferenz an Deutschland herangetragenen Bitte, erfolgt im Artikel 14 eine Kurzdarstellung der Methodik bei Sicherheitsbewertungen im Rahmen beantragter Strommengenübertragungen.

Sicherheitsverbesserungen

Die Nachrüstungen der letzten Jahre hatten ihren Schwerpunkt in Modernisierungsmaßnahmen, der Umsetzung des technologischen Fortschritts zur weiteren Erhöhung der Vorsorge vor Schäden und dem Erfahrungsrückfluss aufgrund von GRS-Weiterleitungsnachrichten und Betriebserfahrungen.

Diese Nachrüstungen erstrecken sich über zahlreiche Einzelmaßnahmen, wovon einige Beispiele hier hervorgehoben werden:

Es wurden Wechsel des Isoliermaterials wie auch teilweise der Isolierkassettsysteme im Rahmen der „Sumpfsproblematik“ vorgenommen. Alle betroffenen DWR haben ihre Sumpfsiebe auf Siebe kleinerer Maschenweiten ertüchtigt und haben Rückspüleleitungen mit den entsprechenden Prozeduren implementiert.

Es wurden Ertüchtigungen der Brandschutzvorkehrungen, Brandschutzmeldesysteme und Lüftungseinrichtungen vorgenommen.

Der anlageninterne Überflutungsschutz wurde in einigen Anlagen weiter optimiert.

Unter Gesichtspunkten der Ausfallsicherheit wurde die Energieversorgung einzelner Komponenten optimiert, beispielsweise durch Erweiterung der Notstromversorgung. Ferner wurden Korrekturen an den Ansprechwerten von Motorschutzrelais sicherheitstechnisch wichtiger Systeme vorgenommen.

Die Leittechnik aller Anlagen wurde weiter optimiert und verbessert. Die ergriffenen Maßnahmen umfassen z. B. Verriegelungsänderungen, Optimierungen in den Grenzwerten und Umrüstungen der Prozessrechner sowie Entmaschung in Steuerungen zur Zuverlässigkeitserhöhung der Notstromversorgung.

Anlagenspezifisch werden in den Anlagen darüber hinaus Verbesserungen umgesetzt, die sich als Ergebnis der periodischen Sicherheitsüberprüfungen als zielführend im Hinblick auf eine weitere Erhöhung des Sicherheitsniveaus der Anlagen ergeben haben.

Auswertung von Betriebserfahrungen

Deutschland wird sich aktiv an der Weiterentwicklung der Melde- und Auswertesysteme für Betriebserfahrung bei internationalen Organisationen beteiligen. Zukünftig ist eine kontinuierliche Berichterstattung der Öffentlichkeit über die Internetseite des BfS geplant.

Zum Betriebserfahrungsrückfluss bestehen folgende Planungen:

- Verbesserung des Rückflusses nach Weiterleitungsnachrichten hinsichtlich Inhalt und zeitlicher Rahmenbedingungen,
- Verstärkung der Aktivitäten der Länder in der internationalen Kooperation,
- Vergleiche mit den Anforderungen und Prozessen zum Erfahrungsrückfluss in anderen Aufsichtsbehörden mit dem Ziel Verbesserungsmöglichkeiten zu identifizieren,
- Auswertung von Ereignissen unterhalb der Meldeschwelle.

Strahlenschutz und Notfallschutz

Das untergesetzliche Regelwerk zum Strahlenschutz und zum Notfallschutz wurde im Berichtszeitraum im erheblichen Umfang aktualisiert. Die Überarbeitung verschiedener Richtlinien und Regeln zur Anpassung an die Regelungen der Strahlenschutzverordnung und zur Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik wurde fortgesetzt.

Die Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen [3-15.1] wurden in überarbeiteter Form Ende 2008 neu veröffentlicht. Die radiologischen Grundlagen für die Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden [3-15.2] wurden einer redaktionellen Bearbeitung unterzogen und zusammen mit den Rahmenempfehlungen neu veröffentlicht. Zurzeit werden die radiologischen Grundlagen einer fachlichen Überprüfung unterzogen mit dem Ziel einer grundlegenden Überarbeitung hinsichtlich der Anpassung an internationale Entwicklungen und an den Stand von Wissenschaft und Technik.

Gemäß den überarbeiteten Rahmenempfehlungen hat die zuständige Katastrophenschutzbehörde ein konkretes Konzept zur Information der Öffentlichkeit auszuarbeiten, das in die Katastrophenschutzpläne aufzunehmen ist. Dazu hat die SSK einen Leitfaden [4-12] erarbeitet und 2008 veröffentlicht. Darin sind Anregungen und Hinweise für die Erstellung des geforderten Konzepts enthalten.

Durch die Betreiber wurden Kriterien für die Ermittlung von potenziellen radiologischen Auswirkungen als Information für die anlagenexterne Katastrophenschutzplanung aufgestellt. Die entsprechenden Abschätzungen beziehen sich auf Analysen der Ereignisabläufe, die in der *anlageninternen* Notfallplanung berücksichtigt werden und bei denen es zu Freisetzungen kommen kann, die Katastrophenschutzmaßnahmen in der Anlagenumgebung erforderlich machen könnten. Der Regelentwurf [KTA 1203] "Anforderungen an das Notfallhandbuch" wurde erarbeitet.

Es wird ein weiterer Ausbau der technischen und organisatorischen Zusammenarbeit zur Bewältigung radiologischer Ereignisse angestrebt. Hierzu gehören auch nationale Übungen unter Beteiligung mehrerer Bundesländer, die Einbindung externer Beobachter sowie die Durchführung von internationalen Übungen im grenznahen Raum.

6 Vorhandene Kernanlagen

ARTICLE 6 EXISTING NUCLEAR INSTALLATIONS

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

Artikel 6 Vorhandene Kernanlagen

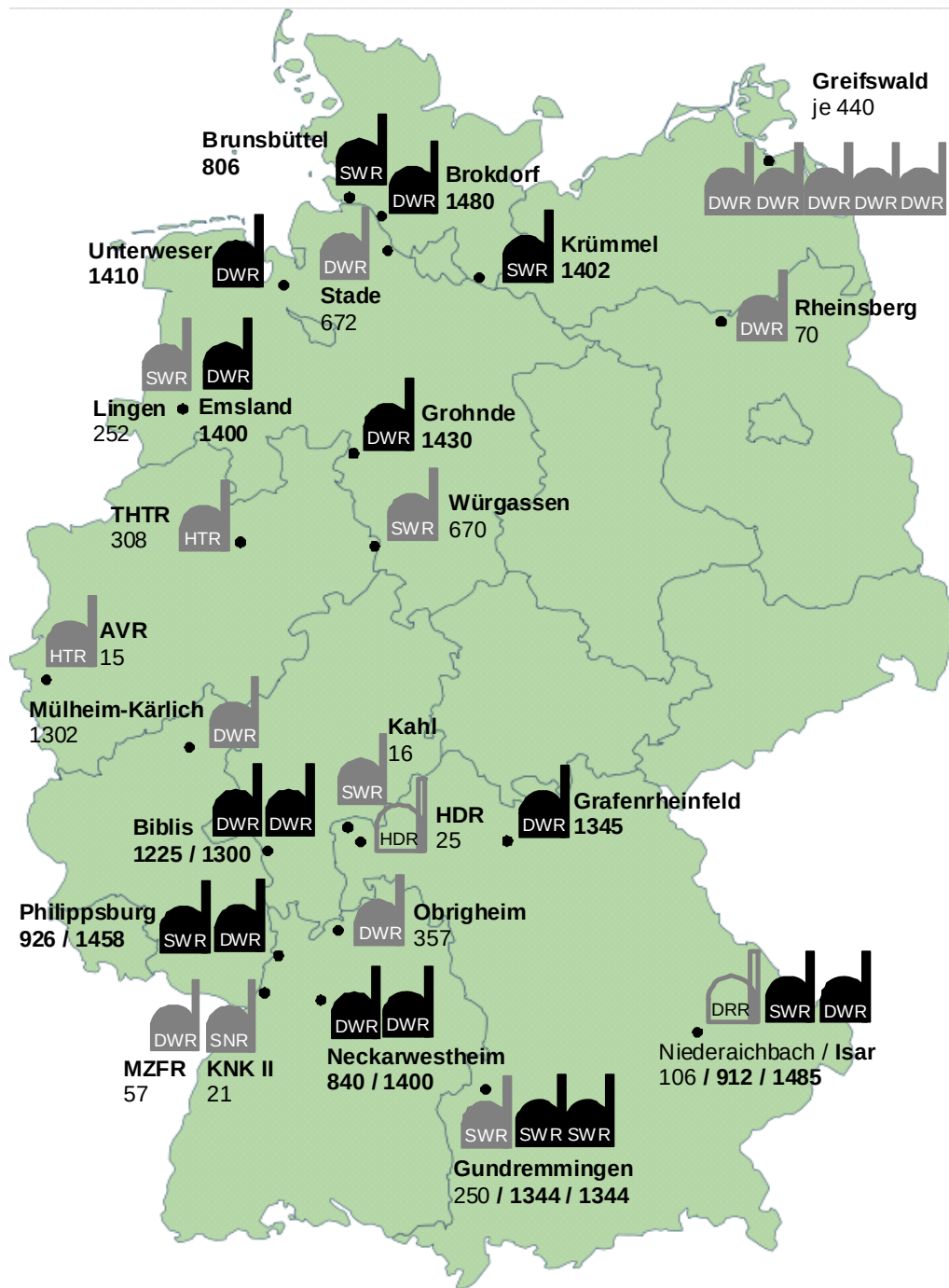
Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass die Sicherheit der Kernanlagen, die zu dem Zeitpunkt, zu dem das Übereinkommen für die Vertragspartei in Kraft tritt, vorhanden sind, sobald wie möglich überprüft wird. Sollte es sich im Zusammenhang mit diesem Übereinkommen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

Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens

In Deutschland gibt es insgesamt 18 Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens. Davon sind gegenwärtig an 12 Standorten 17 Kernkraftwerksblöcke mit insgesamt 21 507 MWe in Betrieb (Abbildung 6-1). Anhang 1-1 gibt eine Übersicht über die betriebenen Kernkraftwerke.

Das Kernkraftwerk Obrigheim (KWO - DWR 357 MWe) wurde am 11. Mai 2005 abgeschaltet, nachdem die gesetzlich zugebilligten Stromproduktionsrechte verbraucht worden waren. Der Betreiber hatte am 21. Dezember 2004 einen Antrag auf Stilllegung gestellt. Die Genehmigung wurde am 28. August 2008 erteilt. Die Brennelemente sind aus dem Reaktorkern entfernt worden, befinden sich aber noch in einem externen Brennelementbecken im Notstandsgebäude der Anlage. Daher gilt es noch als Kernanlage im Sinne des Übereinkommens.

Die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke können entsprechend der Auslegung bei ihrer Errichtung in drei Baulinien für die Druckwasserreaktoren und in zwei Baulinien für die Siedewasserreaktoren eingeteilt werden. Die Zuordnung der einzelnen Anlagen zu den Baulinien kann Anhang 1-1 entnommen werden und wird fortan im Bericht verwendet. Anhang 4 enthält eine Zusammenstellung grundlegender sicherheitsrelevanter Anlagenmerkmale der unterschiedlichen Baulinien zu den Bereichen druckführende Umschließung, Kernnotkühlung, Sicherheitsbehälter, Begrenzungen und Sicherheitsleittechnik (einschließlich Reaktorschutz), elektrische Energieversorgung sowie Schutz gegen äußere Einwirkungen. Um die Entwicklung zu verdeutlichen, wurde hier auch die Baulinie 1 dargestellt, der die beiden in Stilllegung befindlichen Anlagen (KWO, KKS) zuzuordnen sind.



Stand 12/2009

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

Abbildung 6-1 Kernkraftwerke in Deutschland

Betrieb der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens

2008 betrug die Stromerzeugung aus den deutschen Kernkraftwerken 148,8 TWh. Das entspricht im Jahr 2008 einem Anteil an der Bruttostromerzeugung in Deutschland von 23,3 %.

Tabelle 6-1 Mittlere Verfügbarkeiten der deutschen Kernkraftwerke

Jahr	Zeitverfügbarkeit %	Arbeitsverfügbarkeit %	Arbeitsausnutzung %
2009	73,2	74,2	71,2
2008	80,0	77,9	74,9
2007	76,0	76,4	74,4
2006	91,1	90,8	89,1
2005	88,8	88,0	86,3

Zeitverfügbarkeit (time availability):

Arbeitsverfügbarkeit (energy availability):

Arbeitsausnutzung (energy utilization):

verfügbare Betriebszeit/Kalenderzeit

mögliche Energieerzeugung/Nennarbeit

tatsächliche Energieerzeugung/Nennarbeit

Verwendung von Mischoxid-Brennelementen

Die Verwertung des Plutoniums aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken im europäischen Ausland erfolgt durch die Verwendung von Mischoxid- (MOX-) Brennelementen in Kernkraftwerken. Das Plutonium in Form von MOX-Brennelementen kann vollständig verwertet werden, so dass bis zur Betriebseinstellung der Anlagen keine Restmengen an Plutonium verbleiben werden.

Mischoxid-Brennelemente werden in Deutschland nicht aus ökonomischen Gründen, sondern aufgrund des Verwertungsgebots nach § 9a Abs. 1 Atomgesetz in den Anlagen eingesetzt. Seit 1. Juli 2005 ist der Transport von abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung beendet. Von dem bis dahin in abgebrannten Brennelementen angelieferten Plutonium wurde ein großer Teil bereits abgetrennt und zu MOX-Brennelementen verarbeitet.

Der höhere Gehalt an Plutonium in MOX-Brennelementen führt zu einem härteren Neutronenflussspektrum und damit zu Änderungen der Reaktivitätskoeffizienten. Die damit verbundene Verringerung der Effektivität der Absorber wird bei den Druckwasserreaktoren u. a. durch den Einsatz von mit B-10 angereicherter Borsäure ausgeglichen. In den Genehmigungsverfahren wurde nachgewiesen, dass die Beherrschung aller Transienten und Auslegungsstörfälle auch mit einer beschränkten Anzahl von MOX-Brennelementen im Kern sichergestellt ist.

Für zehn Druckwasserreaktorblöcke ist der Einsatz von MOX-Brennelementen durch die zuständigen Landesbehörden genehmigt. Die genehmigten Einsatzmengen an MOX-Brennelementen liegen zwischen 9 % und 50 % der Gesamtanzahl der Brennelemente im Kern.

Bei Siedewasserreaktorblöcken ist z. B. für das Kernkraftwerk Gundremmingen, Blöcke B und C, der Einsatz von bis zu 38 % an MOX-Brennelementen im Kern genehmigt. Für das Kernkraftwerk Krümmel läuft derzeit ein Genehmigungsverfahren bezüglich des Einsatzes von MOX-Brennelementen. Bisher wurden bei Druckwasserreaktoren max. 33 % bzw. bei Siedewasserreaktoren max. 24 % MOX-Brennelemente im Kern eingesetzt.

Durch die für die meisten Kernkraftwerke bereits behördlich genehmigte Erhöhung der Anfangsanreicherung an U-235 auf Werte bis zu 4,6 Gew.-% und des Anteils an spaltbarem Plutonium bei MOX-Brennelementen können Abbrände bis 60 GWd pro Tonne Schwermetall erreicht werden.

Technische Änderungsgenehmigungen

In den Jahren 2007 - 2009 (Februar) wurden für die Kernkraftwerke insgesamt 12 Änderungsgenehmigungen erteilt, davon betrafen 9 Änderungsgenehmigungen technische Änderungen bzw. Änderungen in der Betriebsweise.

Ein Kernkraftwerk erhielt eine Genehmigung für eine Anreicherungserhöhung des Brennstoffes auf 4,45 Gew.-% (Brokdorf). Für die Anlage Brunsbüttel wurde der Einsatz von Uranbrennelementen bei brennstabgemittelten Abbränden oberhalb von 59 MWd/kgU genehmigt. Weitere Genehmigungen betrafen zum Beispiel den Einbau und Betrieb von katalytischen Rekombinatoren zum Wasserstoffabbau nach schweren Störfällen (KWB-A) und die Umrüstung der Reaktorleistungsleittechnik im Kernkraftwerk Philippsburg-2 auf das digitale Prozessleitsystem TELEPERM-XS.

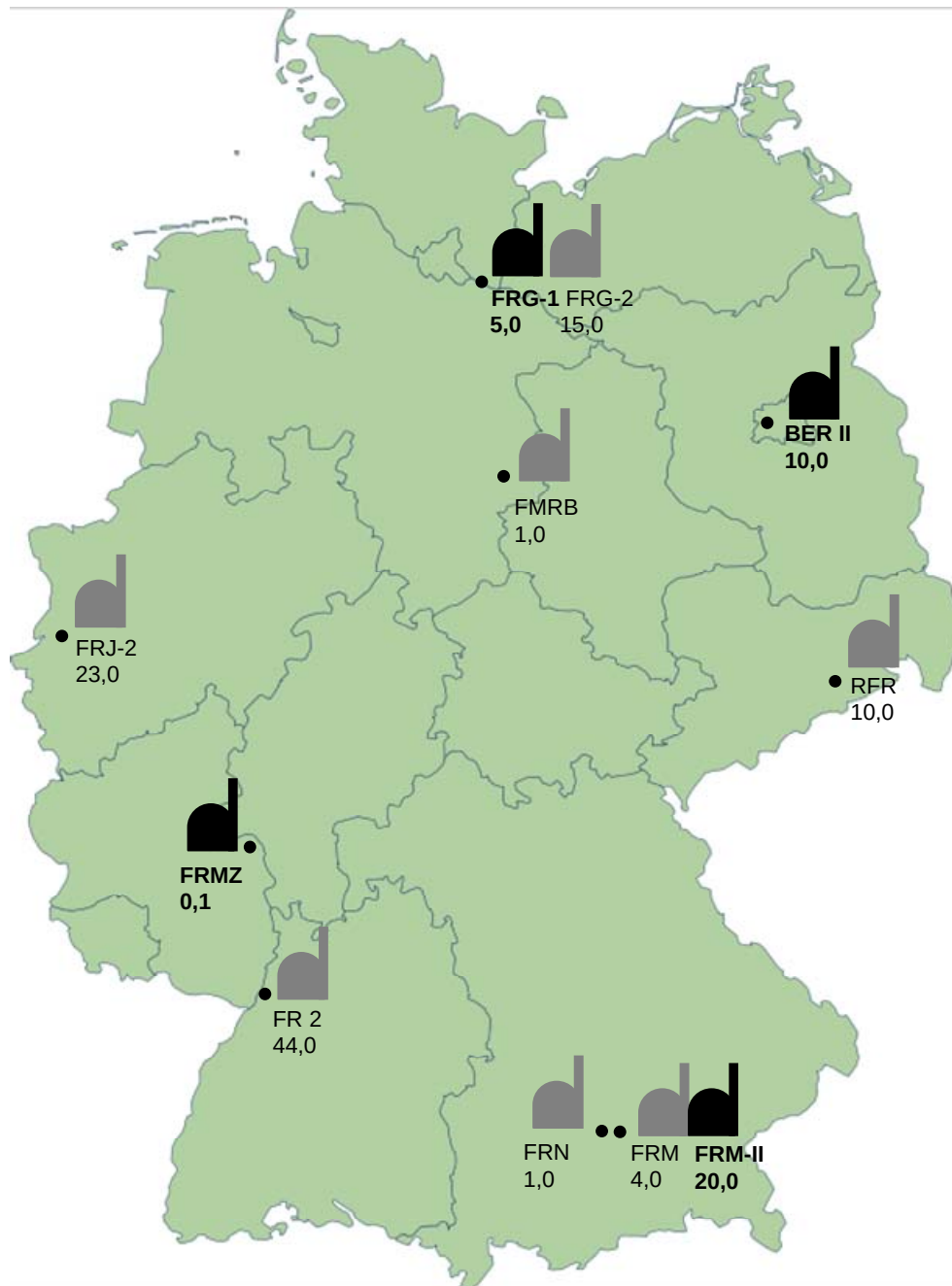
Forschungsreaktoren

Forschungsreaktoren sind keine Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens. Über sie wird gemäß der Empfehlung aus dem „Code of Conduct on the Safety of Research Reactors“ von 2004 berichtet.

In Deutschland sind vier Forschungsreaktoren mit mehr als 50 kW thermischer Leistung in Betrieb (→ Anhang 2-1). Betreiber der Forschungseinrichtungen sind staatliche bzw. staatlich geförderte Universitäten bzw. Forschungszentren. Acht Forschungsreaktoren sind stillgelegt und werden abgebaut (→ Anhang 2-2) (Stand: September 2009), weitere 28 Forschungsreaktoren und Null-Leistungs-Experimente wurden bereits vollständig abgebaut (→ Anhang 2-3). Darüber hinaus sind vier Unterrichtsreaktoren in Betrieb: mit einer Leistung von 2 W in Dresden und mit einer Leistung von je 100 mW in Furtwangen, Stuttgart und Ulm. Zwei weitere Unterrichtsreaktoren besitzen zwar noch eine Betriebsgenehmigung (Stand: Mai 2009), werden aber nicht mehr genutzt. Die Abbildung 6-2 zeigt die Standorte von Forschungsreaktoren mit mehr als 50 kW thermischer Leistung. Die laufenden Forschungsreaktoren erreichen Leistungen von bis zu 20 MW.

Bei Genehmigung und Aufsicht von Forschungsreaktoren kommt u. a. das kerntechnische Regelwerk für Leistungsreaktoren, angepasst an die bei Forschungsreaktoren zu stellenden Anforderungen, zur Anwendung. Abhängig vom Risikopotenzial des jeweiligen Forschungsreaktors wird hier ein gestuftes Vorgehen durch die atomrechtlich zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder angewandt.

Forschungsreaktoren mit einer thermischen Leistung über 50 kW unterliegen wie Leistungsreaktoren den Meldepflichten bei besonderen Vorkommnissen (→ Artikel 19 (vi)). Die Meldekriterien sind dabei auf Forschungsreaktoren angepasst.



12/2009

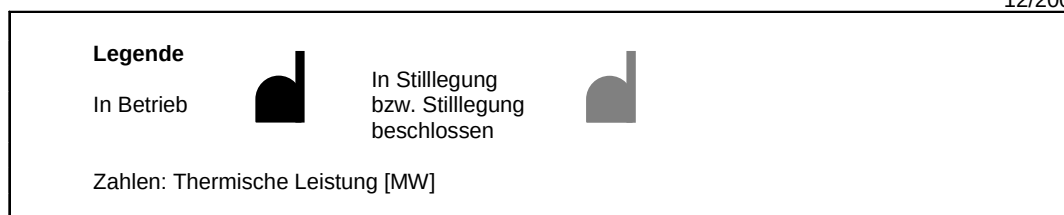


Abbildung 6-2 Forschungsreaktoren > 50 kW in Deutschland

Weitere kerntechnische Einrichtungen

Zur Vervollständigung des Bildes über die Anwendung der Kernenergie in Deutschland wird ein kurzer Überblick über andere kerntechnische Einrichtungen gegeben, die ebenfalls nicht Gegenstand des Übereinkommens sind. Einige dieser Anlagen sind jedoch Gegenstand des Gemeinsamen Übereinkommens über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle, über die Deutschland zuletzt im Rahmen der dritten Überprüfungskonferenz im Mai 2009 berichtet hat.

Insgesamt sind 19 Kernkraftwerksblöcke in Stilllegung bzw. wurden bereits stillgelegt, davon ist in einem noch Brennstoff vorhanden (→ Anhang 1-2). Von diesen sind derzeit 15 Kernkraftwerke im Abbau, zwei Kernkraftwerke im sicheren Einschluss und zwei Anlagen bereits vollständig rückgebaut.

Die weiteren kerntechnischen Einrichtungen umfassen Anlagen der Kernbrennstoffversorgung und der Entsorgung (außer Zwischen- und Endlager). In Betrieb sind eine Uran-Anreicherungsanlage in Gronau und eine Brennelementfertigung in Lingen. Die Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe hat ihren Betrieb endgültig eingestellt und wird rückgebaut. Die dort noch vorhandenen hochaktiven Spaltproduktlösungen werden seit September 2009 in der Verglasungseinrichtung am Standort endlagergerecht verglast.

Mehrere Brennelementwerke wurden vollständig abgebaut. Zur Zwischenlagerung von Brennelementen sowie zur Behandlung, Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle sind mehrere Einrichtungen in Betrieb. Die Zwischenlagerung von Brennelementen erfolgt in zentralen Zwischenlagern und in Zwischenlagern an den Kernkraftwerksstandorten (→ Artikel 19 (viii)). Das Genehmigungsverfahren für die Pilotkonditionierungsanlage in Gorleben (PKA) wurde im Dezember 2000 mit Erteilung der dritten Teilerrichtungsgenehmigung abgeschlossen. Die Nutzung der Anlage wird entsprechend der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 11. Juni 2001 auf die Reparatur schadhafter Behälter beschränkt.

Für die Endlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle war bis zum September 1998 das Endlager Morsleben in Betrieb. Derzeit läuft das Planfeststellungsverfahren zur Stilllegung. In die Schachanlage Asse II wurden bis 1978 schwach- und mittelradioaktive Abfälle eingelagert. Seit 2009 wird die Anlage vom Bundesamt für Strahlenschutz betrieben und soll nach Atomrecht stillgelegt werden. Das Planfeststellungsverfahren für das Endlager Konrad ist mit der Erteilung des Planfeststellungsbeschlusses, der im April 2007 bestandskräftig geworden ist, abgeschlossen. Seit Mai 2007 wird das Endlager Konrad umgerüstet. Nach Abschluss der Umrüstarbeiten gegen Ende des Jahres 2014 soll das Endlager in Betrieb genommen werden.

Die Arbeiten im Erkundungsbergwerk Gorleben wurden 2000 unterbrochen; die Dauer dieses Moratoriums wurde mit mindestens 3 und höchstens 10 Jahren bestimmt. Die Regierungsparteien haben in ihrer Koalitionsvereinbarung festgelegt, das Moratorium zur Erkundung des Salzstockes Gorleben unverzüglich aufzuheben, um ergebnisoffen die Erkundungsarbeiten fortzusetzen. Eine internationale Peer Review Group soll begleitend prüfen, ob Gorleben den neuesten internationalen Standards genügt. Der gesamte Prozess wird öffentlich und transparent gestaltet.

Überblick über wichtige Sicherheitsthemen (einschließlich Ereignisse)

Infolge von Betriebserfahrungen und von Ereignissen (Brand eines Maschinentransformators, → Artikel 14) im Berichtszeitraum wurden die Methoden zur Ereignisbehandlung und die Kommunikation auf der Warte überprüft. Im Vordergrund standen hierbei die Kommuni-

kation zwischen dem Schichtpersonal bei Schalthandlungen und strukturelle Verbesserungen im Management von Ereignissen. Weiterhin wurden Veränderungen in der Lüftungstechnik in einigen Anlagen so vorgenommen, dass bei Rauchentstehung auf dem Anlagen Gelände keine schädlichen Gase in sicherheitsrelevante Bereiche eindringen können. Im Rahmen von Aufsichtsverfahren werden derzeit verschiedene Optimierungsmaßnahmen auf diesen Gebieten bewertet und abgearbeitet.

Aufgrund von Befunden an Absaugeleitungen von Armaturen mit Bredtschneiderverschluss in zwei SWR Anlagen wurden dort sicherheitstechnisch wichtige Armaturen mit austenitischen Gehäusen einer weiteren Überprüfung der Innenoberfläche unterzogen. Die Ursache war chloridinduzierte Spannungsrisskorrosion oder Lochkorrosion. Die betroffenen Armaturen gehören teilweise zur druckführenden Umschließung, teilweise sind sie für die Funktion der Systeme von Bedeutung. Aufgrund der eingeschränkten Risttiefe war die Integrität der Armaturen nicht beeinträchtigt. Die Überprüfung der anderen Anlagen in Deutschland ergab keine Befunde von vergleichbarem Ausmaß. Die Betreiber haben anlagenspezifische Reparaturkonzepte entwickelt und umgesetzt.

Aufgrund der generischen Bedeutung wurde die Thematik Sumpfvorstöpfung durch Isoliermaterial bei Kühlmittelverluststörfällen auch bei deutschen Anlagen systematisch untersucht. Die Untersuchungen und abgeleiteten Konsequenzen sind ausführlich in Artikel 14 beschrieben. Die Verbesserungsmaßnahmen werden derzeit in DWR anlagenspezifisch umgesetzt. Für SWR werden die erforderlichen Maßnahmen noch untersucht.

Hinsichtlich einer möglichen Anfälligkeit der Notstromversorgung auf externe Ereignisse (Ausgelöst durch das Forsmark-Ereignis im Juli 2006) haben die Betreiber in enger Zusammenarbeit mit Behörden und Gutachtern ein umfangreiches Untersuchungsprogramm aufgelegt. Dieses Programm befindet sich in Umsetzung.

Überblick über geplante Programme und Maßnahmen für eine kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit

Im Rahmen des behördlichen Aufsichtsverfahrens wird die Sicherheit der Anlage fortlaufend überprüft. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, wird die Notwendigkeit von Verbesserungen geprüft. Detaillierte Darstellungen erfolgen unter Artikel 14, 18 und 19. Damit wird ebenfalls eine Fortentwicklung der Anlagensicherheit erreicht.

Sicherheitsüberprüfungen

Gesetzlich zusätzlich vorgeschriebene Sicherheitsüberprüfungen erfolgten seit 2007 in den Kernkraftwerken Neckarwestheim-1, Gundremmingen-B, Gundremmingen-C, Grafenrheinfeld, Krümmel, Philippsburg-2, Isar-2, Emsland und Neckarwestheim-2. Für die Anlagen Grohnde und Biblis B ist die Fertigstellung bis Ende 2010 vorgesehen.

Forschung zur Sicherheit der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens

Für die Bundesregierung hat der sichere Betrieb der Kernkraftwerke höchste Priorität. In diesem Zusammenhang wird die Forschung zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken fortgesetzt und ausgebaut. Des Weiteren soll aus Sicht der Bundesregierung gewährleistet werden, durch Forschungsprojekte die Fähigkeit zu bewahren, auch die Sicherheit von Kernkraftwerken im Ausland aufgrund eigener Kompetenz beurteilen zu können.

Es wird verfolgt, inwieweit die Ziele internationaler Entwicklungen bezüglich weiter erhöhter Reaktorsicherheit, mehr Wirtschaftlichkeit, Proliferationsresistenz und Verringerung des radioaktiven Abfalls tatsächlich erreicht werden.

Die Bundesrepublik Deutschland beteiligt sich an den weltweiten Bemühungen zur Weiterentwicklung der nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken durch eigene, unabhängige Forschung. Das Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) stellt derzeit jährlich ca. 20 Millionen € für Arbeiten zur Reaktorsicherheitsforschung bereit. Die Forschungsarbeiten betreffen u. a. experimentelle oder analytische Untersuchungen zum Anlagenverhalten von Leichtwasserreaktoren bei Störfällen, zur zerstörungsfreien Früherkennung von Schädigungen bei schwer prüfbar Werkstoffen, zur Sicherheit druckführender Komponenten, zum Kernschmelzen und zum menschlichen Verhalten sowie die Entwicklung von Methoden für probabilistische Sicherheitsanalysen.

Im Bereich der nuklearen Sicherheits- und Entsorgungsforschung des Bundesministeriums für Bildung und Forschung (BMBF) läuft eine Förderinitiative, die besonders grundlagennahe Arbeiten zur Sicherheitsforschung für Kernreaktoren und zur nuklearen Entsorgung umfasst. Damit soll insbesondere die Nachwuchsförderung an Hochschulen unterstützt werden, um einem Kompetenzverlust in der Kerntechnik in Deutschland mit Blick auf nationale und internationale Erfordernisse entgegenzuwirken. Diese Nachwuchsförderung im Bereich der nuklearen Sicherheitsforschung durch das Bundesministerium für Bildung und Forschung (BMBF) erfolgt mit ca. 10 Millionen € im Jahr. Für die Fusionsforschung wurden 2009 im Rahmen der institutionellen Förderung und der Projektförderung insgesamt ca. 142 Millionen € bereitgestellt.

Auch seitens der Betreiber wird der Forschung und Entwicklung im Bereich der nuklearen Sicherheit hohe Priorität eingeräumt. Dieser Umstand schlägt sich u. a. im Budget des „Sonderausschusses Anlagentechnik“ nieder, über den die Betreiber unter dem Dach des VGB gemeinsame Forschungs- und Entwicklungsprojekte finanzieren. Zurzeit gibt es rund 130 laufende Projekte. Pro Jahr starten etwa 70 bis 90 neue Projekte. Diese Vorhaben werden mit einem Budget von ca. 9 Millionen € pro Jahr finanziert. Themenschwerpunkte sind u. a.

- Materialkunde,
- Komponenten- und Systemtechnik,
- Störfallanalyse,
- Zerstörungsfreie Prüfungen,
- PSA,
- Brennstoffverhalten,
- Strahlenschutz,
- Wasserstoffproblematik und
- Erdbebensicherheit.

Aktivitäten des BMU

Bei der Wahrnehmung seiner gesetzlichen Aufgaben zur sicheren Nutzung der Kernenergie hat das BMU Fragen von grundsätzlicher Bedeutung für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen zu klären (→ Artikel 8).

Anlagen, für die Entscheidungen über Stilllegungen getroffen wurden

Im Sinne des Artikels 6 wurden keine Kernkraftwerke außer Betrieb genommen.

Position der Bundesrepublik Deutschland zur Sicherheit der Kernkraftwerke in Deutschland

Wie in der Regierungserklärung von Bundeskanzlerin Merkel vom 10. November 2009 festgestellt wird, setzt die Bundesregierung auf einen Energiemix, der die konventionellen Energieträger schrittweise durch erneuerbare Energien ersetzt. Die Kernenergie bleibt für eine Übergangszeit als Brückentechnologie ein unverzichtbarer Teil des Energiemixes. Die Bundesregierung ist deshalb bereit, die Laufzeiten der deutschen Kernkraftwerke unter Einhaltung der strengen deutschen und internationalen Sicherheitsstandards zu verlängern und einen wesentlichen Teil der zusätzlichen Gewinne der Kraftwerksbetreiber für die Beschleunigung des Weges in das regenerative Energiezeitalter zu nutzen, zum Beispiel durch verstärkte Forschung zur Energieeffizienz und zu den Speichertechnologien.

Die Bundesregierung bekennt sich ausdrücklich dazu, das hohe Maß an kerntechnischer Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke weiterhin zu fordern und durchzusetzen. Der vorliegende Bericht enthält unter anderem einerseits Darlegungen zu den bestehenden regulatorischen Anforderungen und möglichen Weiterentwicklungen hierzu sowie andererseits Darlegungen zu wichtigen, seit dem letzten Bericht in den Anlagen implementierten oder vorgesehenen Maßnahmen.

Zentrale Elemente stellen die Verantwortung des Betreibers sowie eine umfassende Aufsicht durch die zuständigen Behörden dar.

Zusammenfassend stellt die Bundesregierung fest, dass die Bundesrepublik Deutschland die Verpflichtungen aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit erfüllt.

Artikel 6: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Neben der permanenten Aufsicht über die Kernkraftwerke wurden die gesondert gesetzlich festgelegten Sicherheitsüberprüfungen (§ 19a des Atomgesetzes) seit 2007 in den Kernkraftwerken Neckarwestheim-1, Gundremmingen-B, Gundremmingen-C, Grafenrheinfeld, Krümmel, Philippsburg-2, Isar-2, Emsland und Neckarwestheim-2 durchgeführt. Für die Anlagen Grohnde und Biblis B ist die Fertigstellung bis Ende 2010 vorgesehen.

Artikel 6: Zukünftige Aktivitäten

Die Sicherheitsbewertungen im Rahmen der Genehmigung und Aufsicht sowie der gesondert gesetzlich festgelegten Sicherheitsüberprüfungen werden fortgeführt.

7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

ARTICLE 7 LEGISLATIVE AND REGULATORY FRAMEWORK

1. Each Contracting Party shall establish and maintain a legislative and regulatory framework to govern the safety of nuclear installations.
2. The legislative and regulatory framework shall provide for:
 - i) the establishment of applicable national safety requirements and regulations;
 - ii) a system of licensing with regard to nuclear installations and the prohibition of the operation of a nuclear installation without a licence;
 - iii) a system of regulatory inspection and assessment of nuclear installations to ascertain compliance with applicable regulations and the terms of licences;
 - iv) the enforcement of applicable regulations and of the terms of licences, including suspension, modification or revocation.

Artikel 7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

- (1) Jede Vertragspartei schafft einen Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug zur Regelung der Sicherheit der Kernanlagen und erhält diesen aufrecht.
- (2) Der Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug sieht folgendes vor:
 - i) die Schaffung einschlägiger innerstaatlicher Sicherheitsvorschriften und -regelungen;
 - ii) ein Genehmigungssystem für Kernanlagen und das Verbot des Betriebs einer Kernanlage ohne Genehmigung;
 - iii) ein System für behördliche Prüfung und Beurteilung von Kernanlagen, um feststellen zu können, ob die einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen eingehalten werden;
 - iv) die Durchsetzung der einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen, einschließlich Aussetzung, Änderung oder Widerruf.

7 (1) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

Rahmenvorgaben aufgrund der föderalen Struktur der Bundesrepublik Deutschland

Die Bundesrepublik Deutschland ist ein föderaler Bundesstaat. Die Zuständigkeiten für Rechtsetzung und Gesetzesvollzug sind je nach staatlichem Aufgabenbereich unterschiedlich auf die Organe von Bund und Ländern verteilt. Näheres ist durch Bestimmungen des Grundgesetzes (GG) [1A-1] der Bundesrepublik Deutschland geregelt.

Für die Nutzung der Kernenergie zu friedlichen Zwecken liegt die Gesetzgebungskompetenz beim Bund, Artikel 73 Absatz 1 Nr. 14 i. V. m. Artikel 71 des Grundgesetzes. Auch die Weiterentwicklung des Atomrechts ist eine Aufgabe des Bundes. Die Länder werden im Verfahren beteiligt.

Die Ausführung des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] und der hierauf basierenden Rechtsverordnungen erfolgt gemäß § 24 Absatz 1 AtG i. V. m. Artikel 87c, 85 des Grundgesetzes, von Ausnahmen abgesehen, durch die Länder im Auftrag des Bundes. Dabei unterliegen die zuständigen Landesbehörden hinsichtlich der Recht- und Zweckmäßigkeit ihres Handelns der Aufsicht durch den Bund.

Artikel 85

[Ausführung durch die Länder im Auftrage des Bundes (Bundesauftragsverwaltung)]

(1) Führen die Länder die Bundesgesetze im Auftrage des Bundes aus, so bleibt die Einrichtung der Behörden Angelegenheit der Länder, soweit nicht Bundesgesetze mit Zustimmung des Bundesrates etwas anderes bestimmen.

(2) Die Bundesregierung kann mit Zustimmung des Bundesrates allgemeine Verwaltungsvorschriften erlassen. Sie kann die einheitliche Ausbildung der Beamten und Angestellten regeln. Die Leiter der Mittelbehörden sind mit ihrem Einvernehmen zu bestellen.

(3) Die Landesbehörden unterstehen den Weisungen der zuständigen obersten Bundesbehörden. Die Weisungen sind, außer wenn die Bundesregierung es für dringlich erachtet, an die obersten Landesbehörden zu richten. Der Vollzug der Weisung ist durch die obersten Landesbehörden sicherzustellen.

(4) Die Bundesaufsicht erstreckt sich auf Gesetzmäßigkeit und Zweckmäßigkeit der Ausführung. Die Bundesregierung kann zu diesem Zwecke Bericht und Vorlage der Akten verlangen und Beauftragte zu allen Behörden entsenden.

Die zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden berichten dem Bund auf Anforderung über den Gesetzesvollzug. Der Bund hat das Recht auf Bericht und Aktenvorlage und kann der Landesbehörde im Einzelfall bindende Weisungen erteilen. Die Sachkompetenz, das bedeutet die Entscheidung in der Sache, kann der Bund durch Inanspruchnahme seines Weisungsrechts an sich ziehen. Die Wahrnehmungskompetenz, das bedeutet die Ausführung der Entscheidung gegenüber dem Antragsteller oder Genehmigungsinhaber, verbleibt bei der zuständigen Landesbehörde.

Im Rahmen atomrechtlicher Verfahren sind auch andere rechtliche Regelungen zu berücksichtigen, wie Immissionsschutzrecht, Wasserrecht, Baurecht. Rechtliche Regelungen zur Prüfung der Umweltverträglichkeit sind in der Regel Bestandteil des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens.

Entscheidungen der öffentlichen Verwaltung, so genannte Verwaltungsakte, können in Deutschland von Betroffenen, z. B. von Antragstellern bzw. Genehmigungsinhabern oder auch von betroffenen Dritten aus der Öffentlichkeit auf dem Verwaltungsgerichtswege beklagt werden (Rechtsweggarantie gemäß Artikel 19 Absatz 4 GG). Beklagt wird die Behörde, die den Bescheid/Verwaltungsakt erlassen hat; d. h. die zuständige Landesbehörde. Dies gilt auch für den Fall, dass das Land aufgrund einer Weisung des Bundes entschieden hat. Auch bei unterlassenem Behördenhandeln können die Betroffenen den Rechtsweg beschreiten. So können z. B. die Betreiber auf Erteilung beantragter Genehmigungen oder die Anwohner auf Erlass einer behördlichen Anordnung zur Betriebseinstellung einer kerntechnischen Anlage klagen.

Einbeziehung internationalen und europäischen Rechts

Völkerrechtliche Verträge

Die nach Artikel 59 Absatz 2 Satz 1 des Grundgesetzes geschlossenen völkerrechtlichen Verträge der Bundesrepublik Deutschland stehen in der Normenhierarchie förmlichen Bundesgesetzen gleich.

Rechte und Pflichten aus dem Vertrag treffen grundsätzlich nur die Bundesrepublik Deutschland als Vertragspartei.

Eine Übersicht zu den wichtigsten völkerrechtlichen Verträgen der Bundesrepublik Deutschland in den Bereichen nukleare Sicherheit, Strahlenschutz und Haftung sowie zu nationalen Ausführungsvorschriften ist in Anhang 5 [1E] zu finden.

Für Deutschland ist das Übereinkommen über nukleare Sicherheit [1E-2.1] am 20. April 1997 in Kraft getreten.

Recht der Europäischen Union

Bei Gesetzgebung und Verwaltungstätigkeit sind in Deutschland die bindenden Vorgaben aus den Regelungen der Europäischen Union beachten. Eine Übersicht zum Recht der Europäischen Union, insbesondere im Bereich des Strahlenschutzes, ist in Anhang 5 [1F] zu finden.

Die Verwendung von Erzen, Ausgangsstoffen und besonderen spaltbaren Stoffen unterliegt dem Kontrollregime der Europäischen Atomgemeinschaft nach den Artikeln 77 ff. des EAG-Vertrags.

Im Bereich des Strahlenschutzes wurden aufgrund der Artikel 30 ff. (Gesundheitsschutz) des EAG-Vertrags [1F-1.1] Euratom-Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitnehmer gegen die Gefahren ionisierender Strahlungen [1F-2.1] erlassen.

Die Richtlinie 96/29/Euratom zur Festlegung der grundlegenden Sicherheitsnormen für den Schutz der Gesundheit der Arbeitskräfte und der Bevölkerung gegen die Gefahren durch ionisierende Strahlungen [1F-2.1] aus dem Jahr 1996 wurde durch die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) [1A-8] in nationales Recht umgesetzt.

In Ergänzung der Richtlinien der Europäischen Atomgemeinschaft zum Strahlenschutz trat am 22. Juli 2009 die Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen [1F-1.25] in Kraft. Damit wurden erstmals verbindliche europäische Regelungen im Bereich der nuklearen Sicherheit geschaffen. Die Richtlinie verfolgt das Ziel, die nukleare Sicherheit aufrechtzuerhalten und kontinuierlich zu verbessern. Die Mitgliedstaaten der Europäischen Union sollen geeignete innerstaatliche Vorkehrungen treffen, um die Arbeitskräfte und die Bevölkerung vor den Gefahren ionisierender Strahlung aus kerntechnischen Anlagen wirksam zu schützen. Die Richtlinie gilt unter anderem für Kernkraftwerke, Forschungsreaktoren und Zwischenlager, nicht aber für Endlager radioaktiver Abfälle. Die Richtlinie enthält Regelungen zur Schaffung eines rechtlichen und regulatorischen Rahmens für die nukleare Sicherheit, zu Organisation und Aufgaben der atomrechtlichen Behörden, zu den Pflichten der Betreiber kerntechnischer Anlagen, zur Aus- und Weiterbildung der Mitarbeiter aller Beteiligten und zur Information der Öffentlichkeit.

Unter anderem dadurch, dass die Mitgliedstaaten ausdrücklich das Recht haben, zusätzlich zu den Richtlinienbestimmungen in Übereinstimmung mit dem Gemeinschaftsrecht weitergehende Sicherheitsmaßnahmen zu treffen (Artikel 2 Absatz 2 der Richtlinie), wahrt die Richtlinie die nationale Verantwortlichkeit für die nukleare Sicherheit.

Die Richtlinie 2009/71/Euratom ist bis zum 22. Juli 2011 - zwei Jahre nach ihrem Inkrafttreten - in nationales Recht umzusetzen. Diese Richtlinieninhalte sind durch das bestehende deutsche Recht in Teilen abgedeckt. Zur vollständigen Umsetzung wird eine Anpassung des Atomrechts vorbereitet.

Artikel 4 der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen [1F-1.25] (Gesetzes-, Vollzugs- und Organisationsrahmen) fällt thematisch in den Bereich von Artikel 7 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit.

7 (2) (i) Sicherheitsvorschriften und -regelungen

Innerstaatliche Sicherheitsvorschriften und -regelungen

Die Abbildung 7-1 zeigt die Hierarchie der nationalen Regelungen, die Behörde oder Institution, die sie erlässt, sowie ihren Verbindlichkeitsgrad.

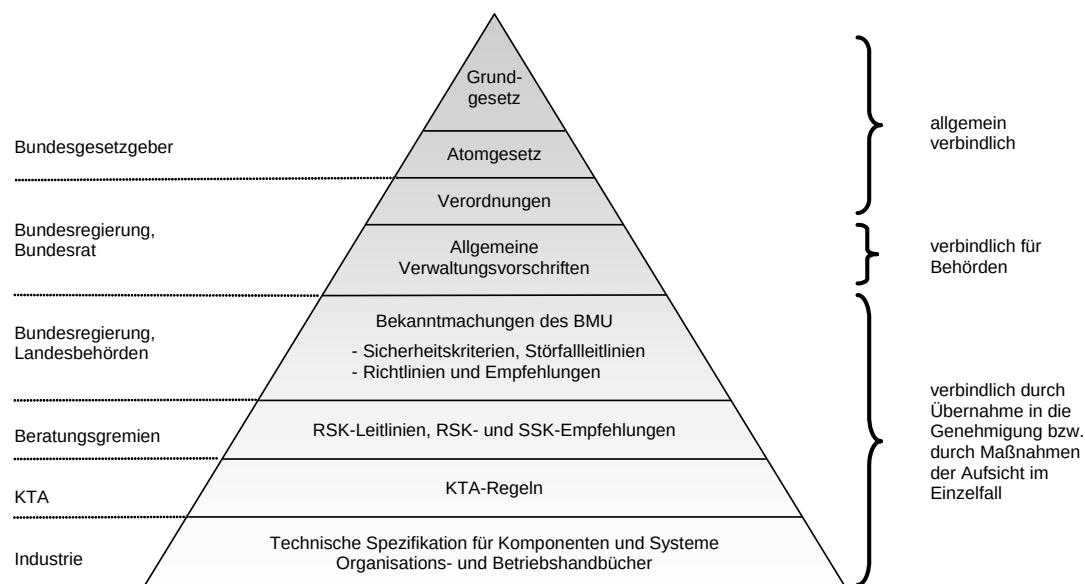


Abbildung 7-1 Regelungspyramide

Gesetze, Rechtsverordnungen und Verwaltungsvorschriften

Grundgesetz

Das Grundgesetz [1A-1] trifft Bestimmungen über die Gesetzgebungs- und Verwaltungskompetenzen von Bund und Ländern hinsichtlich der Kernenergienutzung. (Eine Übersicht zur Zuordnung der regulatorischen Funktionen zu den atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern befindet sich bei den Ausführungen zu Artikel 8). Darüber hinaus gibt es grundlegende Prinzipien vor, die auch für das Atomrecht gelten.

Mit den Grundrechten, insbesondere dem Grundrecht auf Leben und körperliche Unversehrtheit, bestimmt es den Maßstab, der an die Schutz- und Vorsorgemaßnahmen bei Kernkraftwerken angelegt wird und der in den obigen Hierarchiestufen der Pyramide weiter konkretisiert wird. Zu beachten ist auch der im Grundgesetz verankerte Grundsatz der Verhältnismäßigkeit und die Garantie des Eigentums.

Förmliche Bundesgesetze, insbesondere das Atomgesetz

Das Atomgesetz (AtG) [1A-3] wurde nach dem erklärten Verzicht der Bundesrepublik Deutschland auf Atomwaffen am 23. Dezember 1959 verkündet und zwischenzeitlich mehrfach geändert. Zweck des Atomgesetzes nach der Novellierung von 2002 ist es, die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität geordnet zu beenden und bis zum Zeitpunkt der Beendigung den geordneten Betrieb sicherzustellen sowie Leben, Ge-

sundheit 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.

Das Atomgesetz enthält die grundlegenden nationalen Regelungen für Schutz- und Vorsorgemaßnahmen, den Strahlenschutz und die Entsorgung radioaktiver Abfälle und bestrahlter Brennelemente in Deutschland und ist die Grundlage für die zugehörigen Verordnungen.

Das Atomgesetz umfasst, neben der Zweckbestimmung und allgemeinen Vorschriften, auch Überwachungsvorschriften, grundlegende Regelungen zu Zuständigkeiten der Verwaltungsbehörden, Haftungsvorschriften sowie Bußgeldvorschriften.

Zum Schutz gegen die von radioaktiven Stoffen ausgehenden Gefahren und zur Kontrolle ihrer Verwendung knüpft das Atomgesetz die Errichtung und den Betrieb von Kernanlagen an eine behördliche Genehmigung. Voraussetzungen und Verfahren für die Erteilung von Genehmigungen und für die Durchführung der Aufsicht werden geregelt, einschließlich Regelungen zur Hinzuziehung von Sachverständigen (§ 20 AtG) und zur Erhebung von Kosten (§ 21 AtG).

Die meisten der dort getroffenen Regelungen sind allerdings nicht abschließend, sondern erfordern sowohl im Bereich der Verfahren, wie auch der materiell-rechtlichen Anforderungen, eine weitere Konkretisierung durch Verordnungen sowie durch untergesetzliches Regelwerk.

Nach § 7 AtG 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 § 7 Absatz 2 AtG genannten Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt sind, d. h. wenn

- die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen ist (Ziffer 3),
- Zuverlässigkeit und Fachkunde der verantwortlichen Personen gegeben ist (Ziffer 1),
- gewährleistet ist, dass die beim Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen die notwendigen Kenntnisse über einen sicheren Betrieb der Anlage, die möglichen Gefahren und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen besitzen (Ziffer 2),
- der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist (Ziffer 5),
- die erforderliche Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen getroffen ist (Ziffer 4),
- überwiegende öffentliche Interessen, insbesondere im Hinblick auf die Umweltauswirkungen, der Wahl des Standorts der Anlage nicht entgegenstehen (Ziffer 6).

Als Voraussetzung für eine Genehmigung sind diese Anforderungen heute nur noch für Änderungen oder die Stilllegung von bestehenden Anlagen bedeutsam, da gemäß § 7 Absatz 1 Satz 2 AtG für die Errichtung und den Betrieb von Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen keine Genehmigungen mehr erteilt werden können.

Zur Umsetzung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen [1F-1.25] wird eine Anpassung des Atomrechts vorbereitet.

Neben dem Atomgesetz schreibt das Strahlenschutzvorsorgegesetz [1A-5] von 1986, das im Gefolge des Reaktorunfalls von Tschernobyl entstand, Aufgaben der Umweltüberwachung auch bei Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen fest.

Als weitere gesetzliche Grundlage ist das „Gesetz über die Errichtung eines Bundesamtes für Strahlenschutz“ [1A-2.3] zu nennen, mit dem diesem Amt zur Unterstützung der atomrechtlichen Behörde des Bundes bestimmte Aufgaben im Bereich der Sicherheit von Kernkraftwerken übertragen werden.

Rechtsverordnungen

Zur weiteren Konkretisierung der gesetzlichen Regelungen enthält das Atomgesetz Ermächtigungen für den Erlass von Rechtsverordnungen (vgl. die Aufzählung in § 54 Absatz 1 AtG). Diese Rechtsverordnungen bedürfen der Zustimmung des Bundesrates. Der Bundesrat ist ein Verfassungsorgan des Bundes, in dem die Regierungen der Länder vertreten sind.

Zu Schutz- und Vorsorgemaßnahmen bei Kernkraftwerken gibt es zurzeit die in Tabelle 7-1 zusammengestellten Rechtsverordnungen.

Tabelle 7-1 Rechtsverordnungen zu Schutz- und Vorsorgemaßnahmen bei Kernkraftwerken

	Kurzbeschreibung zum Regelungsgehalt	[Ref.]
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung Strahlenschutzgrundsätze und -grenzwerte, Anforderungen an Organisation des Strahlenschutzes, Personenüberwachung, Umgebungsüberwachung, Notfallschutz Auslegung gegen Störfälle und Störfallplanungswerte	1A-08
AtVfV	Atomrechtliche Verfahrensverordnung Antragsunterlagen (einmaliger Sicherheitsbericht), Öffentlichkeitsbeteiligung, Sicherheitsspezifikationen (Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs) Verfahren und Kriterien für wesentliche Änderungen (Öffentlichkeitsbeteiligung)	1A-10
AtSMV	Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung Stellung, Aufgaben, Verantwortlichkeiten des atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten Meldung von besonderen Vorkommnissen in kerntechnischen Anlagen	1A-17
AtZüV	Atomrechtliche Zuverlässigkeitsüberprüfungs-Verordnung Überprüfung der Zuverlässigkeit von Personen zum Schutz gegen Entwendung oder erhebliche Freisetzung radioaktiver Stoffe	1A-19
AtDeckV	Atomrechtliche Deckungsvorsorge-Verordnung Deckungsvorsorge nach dem Atomgesetz	1A-11
AtKostV	Atomrechtliche Kostenverordnung Gebühren und Kosten in atomrechtlichen Verfahren	1A-21
KIV	Kaliumiodid-Verordnung Bereitstellung und Verteilung von kaliumjodidhaltigen Arzneimitteln zur Iodblockade der Schilddrüse bei radiologischen Ereignissen	1A-20
AtAV	Atomrechtliche Abfallverbringungsverordnung Verbringung radioaktiver Abfälle in das oder aus dem Bundesgebiet	1A-18
EndlagerVIV	Endlagervorausleistungsverordnung Finanzielle Vorausleistungen für die Einrichtung von Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle	1A-13

Allgemeine Verwaltungsvorschriften

In Rechtsverordnungen können zusätzliche Ermächtigungen für den Erlass von allgemeinen Verwaltungsvorschriften enthalten sein. Allgemeine Verwaltungsvorschriften regeln die Handlungsweise der Behörden, binden also unmittelbar nur die Verwaltung. Sie entfalten jedoch mittelbare Außenwirkung, wenn sie konkreten Verwaltungsentscheidungen zugrunde gelegt werden.

Im kerntechnischen Bereich gibt es sechs Allgemeine Verwaltungsvorschriften [2]

- zur Berechnung der Strahlenexposition im bestimmungsgemäßen Betrieb der Kernkraftwerke [2-1],
- zum Strahlenpass [2-2],
- zur Umweltverträglichkeitsprüfung [2-3],
- zur Umweltüberwachung [2-4], und
- zur Überwachung von Lebensmitteln und Futtermitteln [2-5], [2-6].

Bekanntmachungen des BMU

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) erstellt nach Beratung mit den Ländern Bekanntmachungen. Diese sind u. a. Sicherheitskriterien, Störfallleitlinien, Richtlinien und Empfehlungen. In der Regel handelt es sich um im Konsens mit den zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder beschlossene Regelungen zur einheitlichen Handhabung des Atomgesetzes. Demgegenüber beschreiben die Empfehlungen des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit dessen Auffassung zu allgemeinen Fragen der kerntechnischen Sicherheit und der Verwaltungspraxis und dienen den Landesbehörden als Orientierung beim Vollzug des Atomgesetzes. Die Bekanntmachungen sind für die Landesbehörden im Unterschied zu Allgemeinen Verwaltungsvorschriften nicht verbindlich. Die Bedeutung ergibt sich zusätzlich aus dem Recht des BMU den Landesbehörden verbindliche Einzelweisungen zu erteilen.

Derzeit liegen etwa 60 Bekanntmachungen aus dem kerntechnischen Bereich vor (→ Anhang 5, „3 Bekanntmachungen des Bundesumweltministeriums und des vormals zuständigen Bundesinnenministeriums“ [3]). Es handelt sich um Regelungen

- zu generellen Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke (Sicherheitskriterien),
- zur Konkretisierung der bei der Auslegung von Druckwasserreaktoren zu betrachtenden Störfälle, (ab 1982, für die drei zuletzt gebauten Kernkraftwerke der Baulinie 4),
- zur Ausbreitungsrechnung bei Störfällen,
- für zu planende Notfallschutzmaßnahmen der Betreiber für angenommene schwere Störfälle,
- für Katastrophenschutzvorkehrungen in der Umgebung der Anlagen,
- zu Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter,
- zum Strahlenschutz bei Revisionsarbeiten,
- zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren,
- zur Überwachung der Emissionen und der Radioaktivität in der Umwelt,
- zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke,
- zur Dokumentation technischer Unterlagen bei Errichtung, Betrieb und Stilllegung von Kernkraftwerken,
- zu Unterlagenforderungen bei Anträgen auf Genehmigung,
- zu Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von Instandhaltungs- und Änderungs-

- arbeiten in Kernkraftwerken, und
- zur Fachkunde des Personals kerntechnischer Anlagen.

Sonstige Regelwerke zur Sicherheit von Kernkraftwerken

Empfehlungen der RSK oder der SSK; RSK-Leitlinien

Zu wichtigen Fragen bei Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren, Regelwerksentwicklung oder Sicherheitsforschung erteilt das BMU seinen Kommissionen (Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und Strahlenschutzkommission (SSK)) Beratungsaufträge. Die Kommissionen können darüber hinaus auch auf eigene Initiative beraten. Bei den Beratungen werden je nach Fragestellung auch Landesbehörden, Sachverständige, Betreiber oder Industrie hinzugezogen. Beratungsergebnisse sind Stellungnahmen oder Empfehlungen für das BMU. Das BMU setzt diese Ergebnisse nach eigener Prüfung in jeweils geeigneter Weise um.

Eine Sonderrolle haben die sogenannten „RSK-Leitlinien“ [4-1]. In diesen Leitlinien, letzte Fassung von 1996, hat die RSK grundlegende sicherheitstechnische Anforderungen für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren zusammengestellt. Die RSK legt diese Leitlinien ihren Beratungen und Stellungnahmen zugrunde. Sie weicht davon ab, wenn sich für bestimmte Bereiche der Stand von Wissenschaft und Technik zwischenzeitlich geändert hat.

Die atomrechtlichen Genehmigungsbehörden der Länder haben die RSK-Leitlinien bei den Anlagen, deren Genehmigungen zum Standort und Sicherheitskonzept nach Inkrafttreten der RSK-Leitlinien anstanden, als Beurteilungsgrundlage im Rahmen des untergesetzlichen Regelwerks zu Grunde gelegt und durch den Genehmigungsbescheid für den Betreiber verbindlich gemacht. Bei den früher genehmigten Anlagen wurden die RSK-Leitlinien zur Beurteilung der angemessenen Weiterentwicklung der Sicherheit der Anlagen herangezogen.

KTA-Regelwerk

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) ist beim Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit eingerichtet. Er setzt sich aus den fünf Fraktionen zusammen: Vertreter der Hersteller, der Betreiber, der Behörden des Bundes und der Länder, der Gutachter sowie Vertreter öffentlicher Belange, z. B. der Gewerkschaften, des Arbeitsschutzes und der Haftpflichtversicherer.

Die Geschäftsstelle des Kerntechnischen Ausschusses wird vom Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) geführt.

Der KTA hat gemäß § 2 seiner Satzung die Aufgabe, auf Gebieten der Kerntechnik, bei denen sich auf Grund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und der Behörden abzeichnet, für die Aufstellung sicherheitstechnischer Regeln zu sorgen und deren Anwendung zu fördern. Die Regelungen werden in Arbeitsgremien von Fachleuten der Fraktionen erarbeitet und vom KTA verabschiedet. Die fünf Fraktionen sind gleich stark mit jeweils 10 Stimmen im KTA vertreten. Eine Regel wird nur dann verabschiedet, wenn 5/6 der Mitglieder dem Entwurf zustimmen. Keine geschlossen stimmende Fraktion kann somit überstimmt werden.

Die Regelungskompetenz des Gesetzgebers und das Verwaltungshandeln der zuständigen Behörden werden durch den KTA-Prozess nicht eingeschränkt. Die Möglichkeit, erforderliche Anforderungen, Richtlinien und Empfehlungen zu formulieren und auf der Grundlage des Atomgesetzes durchzusetzen, besteht unabhängig von der konsensualen Formulierung von KTA-Regeln.

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.

Die KTA-Regeln betreffen

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

Die Qualitätssicherung und das Qualitätsmanagement nehmen einen breiten Raum ein; in den meisten Regeln wird dieser Aspekt für den Regelungsgegenstand behandelt. Der Qualitätssicherungsbegriff des KTA-Regelwerks umfasst auch das im internationalen Bereich heute separat betrachtete Gebiet der Alterung.

Auf Grund der regelmäßigen Überprüfung und gegebenenfalls Überarbeitung 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 weit reichende praktische Wirkung zu.

Derzeit besteht das KTA-Regelwerk aus 91 Regeln und 3 Regelentwürfen. 12 Regelentwürfe sind in Vorbereitung und 50 Regeln befinden sich im Änderungsverfahren.

Im Rahmen der Arbeit des KTA wurden in den letzten Jahren die folgenden neuen Regelvorhaben begonnen:

- [KTA 1203] „Anforderungen an das Notfallhandbuch“,
- [KTA 1402] „Managementsystem zur Betriebsführung von kerntechnischen Anlagen“,
- [KTA 1403] „Alterungsmanagement in Kernkraftwerken“,
- [KTA 3107] „Kritikalitätssicherheit in Leichtwasserreaktoren beim Brennelementwechsel“,
- [KTA 3206] „Nachweise zum Bruchausschluss für druckführende Komponenten in Kernkraftwerken“

Konventionelles technisches Regelwerk

Für den Bau und den Betrieb von kerntechnischen Anlagen gilt subsidiär das konventionelle technische Regelwerk. Dies ist insbesondere für die nationale Normung des Deutschen Instituts für Normung DIN sowie für die internationale Normung nach ISO und IEC der Fall.

Dabei sind die Anforderungen des konventionellen technischen Regelwerks als Mindestmaßstab für kerntechnische Systeme und Komponenten heranzuziehen. Darüber hinaus gilt, dass atomrechtliche Vorschriften des Bundes und der Länder unberührt bleiben, soweit in ihnen weitergehende oder andere Anforderungen gestellt oder zugelassen werden.

Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks

Nationales kerntechnisches Regelwerk

Das geltende nationale übergeordnete kerntechnische Regelwerk stammt aus den 1970er und 1980er Jahren. In Wissenschaft und Praxis besteht Einigkeit, dass eine Modernisierung und Weiterentwicklung des übergeordneten kerntechnischen Regelwerks notwendig ist. Diese Sicht wird auch von Bund und Ländern geteilt.

Der Erarbeitungsprozess zur Erstellung des neuen Regelwerks hat im September 2003 begonnen.

Mit den neuen *Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke* liegt nun der Entwurf [3-0] eines neuen übergeordneten Regelwerks vor. Das Bundesumweltministerium hat den Entwurf der neuen „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke - Revision D, vom April 2009“ im Internet veröffentlicht.

Die neuen Sicherheitskriterien sollen die Zusammenführung von vorhandenen Regeln, bestehender Praxis, internationalen Anforderungen und neuen wissenschaftlichen Erkenntnissen gewährleisten und die *Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Stand 1977* [3-1], die *RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren* [4-1], Stand 1981 mit Aktualisierungen von 1996, und die *Störfalleitlinien* [3-33] von 1983 ersetzen.

Vor diesem Hintergrund haben das Bundesumweltministerium und die Länder Baden-Württemberg, Bayern, Hessen, Niedersachsen und Schleswig-Holstein zum weiteren Vorgehen ein umfassendes Konsultationsverfahren mit Ländern, Energieversorgungsunternehmen und Wissenschaft vereinbart. Das vereinbarte Verfahren soll dazu beitragen, praktische Erfahrungen in der Anwendung der neuen Sicherheitskriterien zu sammeln und in einem zwischen Bund und Ländern vereinbarten Prozess (siehe unten) auszuwerten. Die Erprobungsphase begann am 1. Juli 2009 und wird am 31. Oktober 2010 abgeschlossen. Bund und Länd überarbeiten gemeinsam auf dieser Grundlage praktischer Erfahrungen aus der Erprobung das Regelwerk bis Mitte 2011. Bund und Länder streben eine einvernehmliche Verabschiedung des Kerntechnischen Regelwerkes an. Erst am Ende des Verfahrens erfolgt die Veröffentlichung durch das Bundesumweltministeriums im Bundesanzeiger.

Bund und Länder wenden die neuen Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke [3-0] probeweise und parallel zu dem in atomrechtlichen Verfahren maßgebenden bisherigen übergeordneten Regelwerk an. Diese Anwendung erfolgt in atomrechtlichen Genehmigungs- und zustimmungspflichtigen Änderungsverfahren (einschließlich von PSÜ, meldepflichtiger Ereignisse und Gefahrenbeurteilung), um Erfahrungen mit der Anwendung aller Module zu sammeln. Dabei werden alle für die auszuwählenden Verfahren einschlägigen Module des Entwurfs der neuen Sicherheitskriterien angewandt:

- MODUL 1 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“;
- MODUL 2 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“;
- MODUL 3 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“;
- MODUL 4 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien an die Ausführung der Druckführenden Umschließung,
der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des
Sicherheitseinschlusses“;

- MODUL 5 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung“;
- MODUL 6 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation“;
- MODUL 7 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“;
- MODUL 8 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für das Management der Sicherheit“;
- MODUL 9 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für den Strahlenschutz“;
- MODUL 10 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen
Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“;
- MODUL 11 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien an die Handhabung und Lagerung der Brennelemente“;
- MODUL 12 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Elektrische Energieversorgung“

Internationale Regelwerksentwicklung

Fachexperten aus Deutschland beteiligen sich an der internationalen Entwicklung von kern-technischen Regelwerken. Ziel ist es einerseits, mit Hilfe und Unterstützung internationaler kerntechnischer Regelwerke eine bestmögliche Vorsorge gegen Schäden zu erreichen und eine vergleichbare Weiterentwicklung des nationalen kerntechnischen Regelwerks zu bewirken. Andererseits sollen diese internationalen Entwicklungen einen Beitrag zur europäischen Harmonisierung leisten.

Hierzu wurden während des Berichtszeitraums verschiedene Projekte durchgeführt:

- Analyse kerntechnischer Regelwerke im Zusammenhang mit der Entwicklung und Aufstellung der WENRA Referenzniveaus (WENRA RL).
- Als Grundlage für die Entwicklung und Aufstellung der 295 WENRA RL wurden die einschlägigen Safety Standards der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) ausgewertet. Im Ergebnis dieser Arbeiten wurde für jedes der 18 WENRA Issues ein Direktvergleich mit aktuellem deutschen - und IAEO-Regelwerk vorgenommen. Die Ergebnisse wurden für die Aufstellung des deutschen WENRA Aktionsplans wie auch für die Arbeiten zur Aktualisierung des deutschen kerntechnischen Regelwerks genutzt.
- Vergleich des deutschen Regelwerks mit den aktuellen IAEA Safety Standards.
- Beteiligung an der Regelwerkserstellung und -überarbeitung der IAEO und Mitarbeit in Regelwerksgremien wie CSS und NUSSC.
- Deutschland beteiligt sich durch Entsendung von Fachexperten aus fachspezifisch unterschiedlichen Organisationen an der Erarbeitung und Überarbeitung verschiedener IAEA Safety Standards.
- Das BMU ist sowohl in der CSS wie auch in NUSSC vertreten. Langjährige Praxis ist es, die Öffentlichkeit vor Verabschiedung von IAEO-Regelwerken förmlich zu beteiligen: dazu werden die Entwürfe im Bundesanzeiger mit der Aufforderung zur Stellungnahme veröffentlicht.
- Das BMU erstellt seit 2006 zusammenfassende jährliche Berichte über die Regelwerksarbeit der IAEO. Diese Berichte werden den atomrechtlichen Behörden und ihren Sachverständigen vorgelegt und zudem öffentlich gemacht. Diese Berichte dienen der systematischen Information der deutschen Behörden und ihrer Sachverständigen über die

durchgeführten Arbeiten der IAEO und stellen gleichzeitig die Diskussionsgrundlage für die Umsetzung von Fortschritten der IAEO Regelwerksarbeit in die deutsche Sicherheitspraxis dar.

Aktionsplan zur Anpassung von Regelwerk und Sicherheitspraxis an die WENRA Referenz-niveaus

WENRA erarbeitete bis Ende 2006 295 Referenzniveaus zu 18 Themenfeldern auf Basis der IAEA Safety Standards. Die Themenfelder umfassen die Bereiche in denen ein großes Maß an Harmonisierungsbedarf in Europa festgestellt wurde. Die WENRA Arbeitsgruppe Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) prüfte, wo in den nationalen Regelwerken der WENRA Teilnehmerländer Lücken gegenüber den Referenzniveaus bestehen („Benchmark-Prozedur“). Deutschland hat, wie auch die übrigen WENRA Länder, einen Aktionsplan zur Füllung bestehender Lücken aufgestellt. Ein Element Deutschlands zum Auffüllen bestehender Lücken im kerntechnischen Regelwerk sollen die neuen „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ bilden. Die jeweiligen nationalen Aktionspläne werden nun durch die Arbeitsgruppe RHWG der WENRA geprüft. Die Prüfung soll 2011 abgeschlossen sein. Dazu ist durch das BMU und die Atomaufsichtsbehörden der Länder ein Anpassungsplan zu entwickeln.

7 (2) (ii) Genehmigungssystem

Allgemeine Bestimmungen

Die Genehmigung von Kernanlagen ist im Atomgesetz [1A-3] geregelt. Nach § 7 dieses Gesetzes bedürfen bei bestimmten Anlagen (hauptsächlich Kernkraftwerken) die Errichtung, der Betrieb, die wesentliche Veränderung der Anlage oder ihres Betriebes und auch die Stilllegung der Genehmigung. Generell können Genehmigungen zur Gewährleistung des Schutzzwecks mit Auflagen verbunden werden. Der Betrieb, das Innehaben, eine wesentliche Veränderung oder die Stilllegung einer Kernanlage ohne die hierfür erforderliche Genehmigung ist strafbar (§ 327 StGB) [1B-11].

Nach geltender Rechtslage (Atomgesetznovelle von 2002) werden Genehmigungen für die Errichtung von Kernkraftwerken zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität nicht mehr erteilt (§ 7 Absatz 1 Satz 2 AtG). Die Betriebsgenehmigungen der bestehenden Kernkraftwerke sind nicht befristet und bedürfen daher keiner Verlängerung bzw. Erneuerung. Die Berechtigung zum Leistungsbetrieb der bestehenden Kernkraftwerke erlischt, wenn die für das Kernkraftwerk im Atomgesetz festgelegte Elektrizitätsmenge oder die sich auf Grund von Übertragungen ergebende Elektrizitätsmenge produziert ist (§ 7 Absatz 1a AtG). Genehmigungsverfahren werden daher insoweit nur noch für die Veränderung bestehender Anlagen und für Stilllegungen durchgeführt.

Die nachfolgende Darstellung konzentriert sich daher auf Genehmigungsverfahren für wesentliche Veränderungen der bestehenden Kernkraftwerke oder ihres Betriebes. Die Stilllegung von Kernkraftwerken ist Gegenstand der Berichterstattung im Rahmen des Übereinkommens über nukleare Entsorgung [1E-3.2].

Die geplanten Veränderungen eines Kernkraftwerkes oder seines Betriebs sind systematisch hinsichtlich ihrer Auswirkungen auf die erforderlichen Schutz- und Vorsorgemaßnahmen zu bewerten und dementsprechend im Verfahren zu behandeln. Veränderungen, die mehr als nur offensichtlich unerhebliche Auswirkungen auf das Sicherheitsniveau der Anlagen haben können, sind nach § 7 Absatz 1 AtG genehmigungspflichtig. Bei genehmigungspflichtigen Änderungen ist die Einhaltung der Genehmigungsvoraussetzungen gemäß § 7 AtG zu prüfen. Daneben gibt es Veränderungen, die offensichtlich nur unerhebliche Auswir-

kungen auf das Sicherheitsniveau haben und deshalb keiner Genehmigung bedürfen, aber begleitenden Kontrollen durch die Sicherheitsbehörden im Rahmen der Aufsichtsverfahren unterliegen.

Die Ausgestaltung und Durchführung des Genehmigungsverfahrens nach dem Atomgesetz ist in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVfV) [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-1.15; 1B-3] und die Beachtung anderer Genehmigungserfordernisse (z. B. für nichtradioaktive Emissionen und für Ableitungen in Gewässer (→ Artikel 17 (ii)).

Das Pariser Atomhaftungsübereinkommen [1E-5.1] und das Gemeinsame Protokoll [1E-5.4] sind mit unmittelbarer Anwendbarkeit (self-executing) in das nationale Atomhaftungsrecht übernommen worden und werden durch dieses ergänzt. Für Schäden, die auf einem von einer Kernanlage ausgehenden nuklearen Ereignis beruhen, haftet der Betreiber grundsätzlich summenmäßig unbegrenzt. Zur Erfüllung etwaiger Schadensersatzverpflichtungen hat der Betreiber Deckungsvorsorge zu treffen, die, nach entsprechender Änderung des Atomgesetzes im Jahr 2002, bis zu einem Höchstbetrag von 2,5 Milliarden Euro festgesetzt werden kann; Einzelheiten hierzu regelt die Atomrechtliche Deckungsvorsorge-Verordnung (AtDeckV) [1A-11]. Die Deckungsvorsorge kann durch Haftpflichtversicherung oder sonstige finanzielle Sicherheit, z. B. private Garantiezusage, erbracht werden. Soweit gesetzliche Schadensersatzverpflichtungen von der Deckungsvorsorge nicht gedeckt sind oder aus ihr nicht erfüllt werden können, gewährt das Atomgesetz dem Betreiber einen Anspruch gegen den Bund und das genehmigende Bundesland, ihn von diesen Schadensersatzverpflichtungen freizustellen. Der Höchstbetrag der staatlichen Freistellungsverpflichtung beträgt 2,5 Milliarden Euro.

Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren im Einzelnen

Antragstellung

Der schriftliche Genehmigungsantrag wird bei der Genehmigungsbehörde des Bundeslandes eingereicht, in dem sich die Anlage befindet. Dem Genehmigungsantrag sind vom Antragsteller die Unterlagen beizufügen, die zur Prüfung der Genehmigungsvoraussetzungen durch die Genehmigungsbehörde und die von der Behörde hinzugezogenen Sachverständigen erforderlich sind. Diese Unterlagen werden in §§ 2, 3 der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVfV) [1A-10] bezeichnet. Die Ausgestaltung der Unterlagen ist in Richtlinien weiter spezifiziert.

Bei Anträgen für Veränderungsgenehmigungen bezieht sich die Prüfung der Genehmigungsvoraussetzungen bei einer wesentlichen Veränderung nicht nur auf den Gegenstand der Änderung, sondern auch auf diejenigen Anlagenteile und Verfahrensschritte der genehmigten Anlage, auf die sich die Änderung auswirkt. Die Unterlagen müssen diese Anlagenteile und Verfahrensschritte abdecken. Zum Nachweis der Genehmigungsvoraussetzungen sind geeignete Unterlagen zu den von der Änderung betroffenen Sachverhalten vorzulegen.

Antragsprüfung

Die Genehmigungsbehörde prüft auf der Grundlage der vorgelegten Unterlagen, ob die Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt sind. Im Genehmigungsverfahren sind alle Behörden des Bundes, der Länder, der Gemeinden und der sonstigen Gebietskörperschaften - ggf. auch Behörden anderer Staaten (§ 7a AtVfV) - zu beteiligen, deren Zuständigkeitsbereich

berührt wird, z. B. - je nach Gegenstand der Genehmigung - die Bau-, Wasser-, Raumordnungs- und Katastrophenschutzbehörden. Wegen des großen Umfangs der zu prüfenden Sicherheitsfragen werden in der Regel Sachverständigenorganisationen zur Unterstützung der Genehmigungsbehörde mit der Begutachtung und Überprüfung der Antragsunterlagen beauftragt. In ihren Sachverständigengutachten legen sie dar, ob die Anforderungen an die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz erfüllt werden. Sie haben keine eigenen Entscheidungsbefugnisse. Die Genehmigungsbehörde bewertet und entscheidet aufgrund ihres eigenen Urteils. Sie ist an die Feststellungen der Sachverständigen nicht gebunden. Weitere Informationen in Bezug auf das deutsche System der Begutachtung werden in Kapitel 8 gegeben.

Die Genehmigungsbehörde des Landes informiert das Bundesumweltministerium im Rahmen der Bundesauftragsverwaltung, wenn es das Genehmigungsverfahren für bedeutsam hält, wenn vom Bundesumweltministerium allgemein festgelegte Kriterien erfüllt sind (z. B. Leistungserhöhung, Einführung digitaler Leittechnik in Sicherheitssystemen, Prüfintervallverkürzung) oder wenn das Bundesumweltministerium eine Beteiligung des Bundes im Einzelfall als erforderlich ansieht. Bei der Wahrnehmung dieser Aufgaben lässt sich das Bundesumweltministerium durch seine Beratungsgremien, die RSK und die SSK, sowie häufig durch die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beraten und fachlich unterstützen und nimmt, soweit erforderlich, gegenüber der zuständigen Landesbehörde zum Entwurf der Entscheidung der Genehmigungsbehörde Stellung.

Öffentlichkeitsbeteiligung

Mit der Öffentlichkeitsbeteiligung sollen die Bürger Gelegenheit haben, ihre Anliegen unmittelbar in das Verfahren einzubringen. Eine Öffentlichkeitsbeteiligung war für die Errichtungsgenehmigungen obligatorisch. Bei der Genehmigung wesentlicher Veränderungen kann die Behörde gemäß der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung von einer Öffentlichkeitsbeteiligung absehen, wenn die Änderung keine nachteilige Auswirkung für die Bevölkerung besorgen lässt. Die Öffentlichkeitsbeteiligung muss jedoch durchgeführt werden, wenn dies nach dem Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung erforderlich ist.

Die Atomrechtliche Verfahrensverordnung [1A-10] enthält Regelungen:

- darüber, unter welchen Voraussetzungen die Genehmigungsbehörde von einer Öffentlichkeitsbeteiligung absehen darf bzw. eine Öffentlichkeitsbeteiligung durchführen muss,
- über die öffentliche Bekanntmachung des Vorhabens und über die öffentliche Auslegung der Antragsunterlagen an einer geeigneten Stelle in der Nähe des Standortes für einen Zeitraum von zwei Monaten, einschließlich der Aufforderung, etwaige Einwendungen innerhalb der Auslegungsfrist vorzubringen (§§ 4-7a AtVfV),
- über die Durchführung eines Erörterungstermins, bei dem die vorgebrachten Einwände zwischen Genehmigungsbehörde, Antragsteller und Einwendern besprochen werden können (§§ 8-13 AtVfV).

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

Wenn das Genehmigungsverfahren mit einer Öffentlichkeitsbeteiligung durchgeführt wird, ist zusätzlich zu den Antragsunterlagen, die zur Prüfung der Genehmigungsvoraussetzungen durch die Genehmigungsbehörde und die Sachverständigen in allen Genehmigungsverfahren vorzulegen sind, vom Antragsteller für die Information der Öffentlichkeit eine allgemein verständliche Kurzbeschreibung der Anlage und der beantragten Änderung vorzulegen (§ 6 Absatz 1 Ziffer 3 i. V. m. § 3 Absatz 4 AtVfV). Vom Antragsteller ist außerdem ein Sicherheitsbericht zu erstellen (§ 6 Absatz 1 Ziffer 2 i. V. m. § 3 Absatz 1 Ziffer 1 AtVfV), der durch die zuständige Behörde mit Hilfe von Gutachtern im Verlaufe des Genehmigungsprozesses

nachgeprüft wird. Er dient im Wesentlichen dazu, die mit der Änderung verbundenen Auswirkungen, einschließlich der möglicherweise geänderten Auswirkungen von Auslegungsfällen zu beschreiben und die Vorsorgemaßnahmen so darzulegen, dass möglicherweise betroffene Bürger einschätzen können, ob ihre Rechte verletzt werden. Dieser Bericht ist kein „Safety Analysis Report“ zur Festlegung und Fortschreibung des Genehmigungsstatus.

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-1.15] in Verbindung mit § 2a AtG [1A-3] und Vorschriften der auf dem AtG beruhenden Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] geregelt. Die zuständige Behörde führt anhand der atom- und strahlenschutzrechtlichen Anforderungen eine abschließende Bewertung der Umweltauswirkungen durch, die die Grundlage der Entscheidung über die Zulässigkeit des Vorhabens im Hinblick auf eine wirksame Umweltvorsorge ist.

Genehmigungsentscheidung

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

Das Atomgesetz enthält die erforderliche Ermächtigung, aufgrund der die Aufsichtsbehörden der Länder gegen eine ungenehmigte Errichtung oder einen ungenehmigten Betrieb einer kerntechnischen Anlage vorgehen können. Insbesondere ist die Aufsichtsbehörde befugt, eine ungenehmigte Errichtung oder Betriebsweise einstweilen durch eine sofort vollziehbare Einstellungsverfügung zu untersagen und eine endgültige Einstellung des Betriebs anzuordnen, wenn eine erforderliche Genehmigung von der Genehmigungsbehörde nicht erteilt wurde oder die erforderliche Genehmigung widerrufen ist. Diese Befugnisse hat die Aufsichtsbehörde nicht nur in Fällen, in denen eine kerntechnische Anlage ohne irgendeine Genehmigung betrieben wird, sondern auch dann, wenn die Anlage wesentlich abweichend von den erteilten Genehmigungen errichtet worden ist oder betrieben wird.

7 (2) (iii) 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 Aufsicht wird durch die Landesbehörden wahrgenommen. Die Länder handeln auch bei der Aufsicht im Auftrag des Bundes (→ Artikel 7 (1)), d. h. der Bund kann auch hier verbindliche Weisungen zu Sach- und Rechtsfragen in jedem Einzelfall erteilen. Wie im Genehmigungsverfahren lassen sich die Länder durch unabhängige Sachverständige unterstützen. Die Entscheidungen bezüglich anstehender Aufsichtsmaßnahmen verbleiben bei der Aufsichtsbehörde.

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

Die Aufsichtsbehörde überwacht insbesondere

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

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

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

Die von der Aufsichtsbehörde zugezogenen Sachverständigen haben nach dem Atomgesetz jederzeit Zugang zur Anlage und sind berechtigt, notwendige Untersuchungen durchzuführen und Information zur Sache zu verlangen (§ 20 i. V. m. § 19 Absatz 2 AtG [1A-3]). An das Ergebnis ihrer Untersuchungen ist die Aufsichtsbehörde nicht gebunden.

Die Betreiber der Kernkraftwerke müssen den Aufsichtsbehörden regelmäßig Betriebsberichte vorlegen. Darin sind enthalten Angaben zum Betriebsverlauf, zu Instandhaltungsmaßnahmen und Prüfungen, zum Strahlenschutz und zu radioaktiven Abfällen. Sicherheitstechnisch relevante und sicherungsrelevante Vorkommnisse sind den Behörden nach den Vorschriften der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) [1A-17] zu melden. Die Regelungen und Vorgehensweisen zu meldepflichtigen Ereignissen und deren Auswertung werden bei Artikel 19 (vi) - (vii) beschrieben. Darüber hinaus gibt es regelmäßige Berichterstattung der Betreiber zu einzelnen Themen.

Ergänzend zu der ständigen behördlichen Aufsicht werden periodisch alle zehn Jahre umfassende Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt. Seit dem Jahr 2002 sind die Pflichten zur Durchführung der Sicherheitsüberprüfung und zur Vorlage der Ergebnisse zu festgelegten Terminen in § 19a AtG auch gesetzlich geregelt (→ Artikel 14 (i)).

Aufsichtliche Tätigkeiten vor Ort im normalen Leistungsbetrieb finden durchschnittlich einmal pro Woche und Anlage durch die Aufsichtsbehörde statt.

Zugezogene Sachverständige zeigen eine noch höhere Präsenz. Die Einbindung der verschiedenen Leitungsebenen auf Seiten der Anlagenbetreiber ist stets gewährleistet. Zu Zeiten der Anlagenrevision mit Brennelementwechsel sowie nach besonderen Vorkommnissen findet die Aufsichtstätigkeit vor Ort gegebenenfalls auch arbeitstäglich statt.

7 (2) (iv) Durchsetzung von Vorschriften und Bestimmungen

Durchsetzung mittels aufsichtlicher Anordnungen, insbesondere in Eilfällen

Nach § 19 AtG kann die Aufsichtsbehörde anordnen, dass der Betreiber einen Zustand beseitigt, der den Vorschriften des Atomgesetzes, der atomrechtlichen Rechtsverordnungen, den Bestimmungen der Genehmigung oder einer nachträglich angeordneten Auflage widerspricht oder aus dem sich Gefahren für Leben, Gesundheit oder Sachgüter ergeben können. Abhängig von den konkreten Umständen des Einzelfalls kann sie insbesondere anordnen,

- dass und welche Schutzmaßnahmen zu treffen sind,
- dass der Betrieb nur eingeschränkt oder unter Einhaltung bestimmter Bedingungen fortgesetzt werden darf, oder
- dass der Betrieb bis zur Aufklärung der Ursachen eines Ereignisses und Vornahme der zur Vorbeugung gegen eine Wiederholung erforderlichen Abhilfemaßnahmen einstweilen einzustellen ist.

Zu den Befugnissen der Aufsichtsbehörde bei einer nicht genehmigten Betriebsweise siehe Artikel 7 (2) (ii).

Werden die Genehmigungsaufgaben oder die aufsichtlichen Anordnungen nicht eingehalten, so kann die zuständige Aufsichtsbehörde des jeweiligen Landes deren Einhaltung nach den allgemeinen, für die Polizeibehörden des Landes geltenden Vorschriften mit Maßnahmen des Verwaltungszwangs durchsetzen.

Durchsetzung mittels Änderung oder Widerruf der Genehmigung

Unter bestimmten in § 17 AtG geregelten Voraussetzungen kann die atomrechtliche Genehmigungsbehörde Auflagen zur Gewährleistung der Sicherheit nachträglich verfügen. Geht von einer kerntechnischen Anlage eine erhebliche Gefährdung der Beschäftigten oder der Allgemeinheit aus und kann diese nicht durch geeignete Maßnahmen in angemessener Zeit beseitigt werden, muss die Genehmigungsbehörde die erteilte Genehmigung widerrufen. Ein Widerruf ist auch möglich, wenn Genehmigungsvoraussetzungen später wegfallen oder der Betreiber gegen Rechtsvorschriften oder behördliche Entscheidungen verstößt.

Verfolgung von Verstößen gegen atomrechtliche Vorschriften

Darüber hinaus sind zur Verfolgung von Verstößen Sanktionen im Strafgesetzbuch (StGB) [1B-11], im Atomgesetz [1A-3] und in den atomrechtlichen Verordnungen vorgesehen.

Straftatbestände

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

- eine Kernanlage ohne die hierfür erforderliche Genehmigung betreibt, innehat, verändert oder stilllegt (§ 327 StGB),
- eine kerntechnische Anlage wissentlich fehlerhaft herstellt (§ 312 StGB),
- mit Kernbrennstoffen ohne die erforderliche Genehmigung umgeht (§ 328 StGB),
- ionisierende Strahlen freisetzt oder Kernspaltungsvorgänge veranlasst, die Leib und Leben anderer schädigen können (§ 311 StGB),
- Kernbrennstoffe, radioaktive Stoffe oder geeignete Vorrichtungen zur Ausübung einer Straftat sich beschafft oder herstellt (§ 310 StGB).

Ordnungswidrigkeiten

In §§ 46, 49 AtG und den zugehörigen Verordnungen sind Ordnungswidrigkeiten geregelt, die mit Bußgeldern gegen die handelnden Personen geahndet werden.

Ordnungswidrig handelt, wer z. B.

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

Nach dem Atomgesetz und den zugehörigen Rechtsverordnungen sind die für den Umgang mit radioaktiven Stoffen, den Betrieb von Anlagen und für deren Beaufsichtigung verantwortlichen Personen zu benennen. Bei Ordnungswidrigkeiten können Bußgelder bis zu 50 000 Euro 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.

Erfahrungen

Aufgrund der intensiven staatlichen Aufsicht (→ Artikel 7 (2iii)) über Planung, Errichtung, Inbetriebnahme, Betrieb und Stilllegung von Kernanlagen 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 z. B. Auflagen, Anordnungen, Ordnungswidrigkeitsverfahren und Strafverfahren kommt.

Das dargestellte Instrumentarium hat sich bewährt, da es im Regelfall sicherstellt, dass den Behörden erforderlichenfalls geeignete Sanktionsmöglichkeiten sowie Befugnisse zur Durchsetzung von Vorschriften und Bestimmungen zur Verfügung stehen.

Artikel 7: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Die neuen „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ wurden im April 2009 als Entwurf vorgelegt. Bund und Länder haben sich auf ein Verfahren geeinigt, das eine probeweise Anwendung parallel zum bestehenden Regelwerk vorsieht.

Im Berichtszeitraum wurde der Entwurf des Aktionsplans zur Umsetzung der WENRA-Referenzniveaus in das nationale kerntechnische Regelwerk fortgeschrieben. Der Arbeitsfortschritt wird jeweils der WENRA RHWG vorgetragen.

In den letzten Jahren erfolgte eine Überarbeitung der Meldekriterien im Rahmen der Novellierung der AtSMV [1A-17]. Aus praktischen Erwägungen werden die Meldekriterien zukünftig in getrennte technische Teile für Kernkraftwerke, für Forschungsreaktoren, für die Anlagen der Kernbrennstoffver- und -entsorgung, für alle stillgelegten kerntechnischen Anlagen sowie für die Aufbewahrung von abgebrannten Brennelementen gegliedert sein. Die geänderte AtSMV ist im Sommer 2010 in Kraft getreten.

Im Berichtszeitraum hat sich das BMU intensiv an der Weiterentwicklung der IAEA Safety Standards beteiligt. Zur verstärkten Einbeziehung auch der atomrechtlichen Behörden der Länder wird dem Hauptausschuss jährlich ein Bericht zur Weiterentwicklung der IAEA Standards vorgelegt. Fachleute von Behörden, Sachverständigen und Betreibern haben während des Berichtszeitraums aktiv bei der Erarbeitung der IAEA Safety Standards mitgearbeitet.

Im Zeitraum von 2007 bis 2009 sind insgesamt 13 KTA-Regeln überarbeitet, eine KTA-Regel neu erstellt und 4 neue KTA-Regelvorhaben initiiert worden.

Wichtige Schwerpunkte der Überwachungstätigkeiten, mit denen die deutschen Aufsichtsbehörden den in den Artikeln 9 bis 19 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit festgelegten Grundsätzen und allgemeinen Sicherheitsüberlegungen auch im Hinblick auf die Betriebserfahrungen und sonstige neue Erkenntnisse Rechnung getragen haben, sind nachfolgend jeweils bei den einzelnen Artikeln dargestellt.

Artikel 7: Zukünftige Aktivitäten

Die umzusetzenden Inhalte der Richtlinie 2009/71/Euratom der Europäischen Union vom 25. Juni 2009 über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen [1F-1.25] werden bis zum 22. Juli 2011 verbindlich in das deutsche Atomrecht überführt.

In einem umfassenden Konsultationsverfahren mit Ländern, Energieversorgungsunternehmen und Wissenschaft sollen praktische Erfahrungen mit dem Entwurf der Sicherheitskriterien gewonnen werden, auf deren Grundlage der Entwurf überarbeitet wird. Bund und Länder streben eine einvernehmliche Verabschiedung an.

Es erfolgt eine regelmäßige Überprüfung von KTA-Regeln. Wenn erforderlich werden KTA-Regeln überarbeitet bzw. neu erstellt.

Es erfolgt eine weitere Abstimmung des Aktionsplans zur Umsetzung der WENRA-Referenzniveaus in den deutschen Anlagen mit den Ländern.

Deutschland beteiligt sich weiterhin aktiv an der Erarbeitung der IAEA Safety Standards. Dabei nutzt Deutschland die internationalen Erkenntnisse zur Weiterentwicklung seines eigenen kerntechnischen Regelwerks und stellt seine Erfahrungen aus der deutschen Regelwerksentwicklung international zur Verfügung.

Deutschland wird zu einer IRRS-Follow-up-Mission einladen und die getroffenen Maßnahmen vorstellen.

8 Staatliche Stelle

ARTICLE 8 REGULATORY BODY

1. Each Contracting Party shall establish or designate a regulatory body entrusted with the implementation of the legislative and regulatory framework referred to in Article 7, and provided with adequate authority, competence and financial and human resources to fulfil its assigned responsibilities.
2. Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure an effective separation between the functions of the regulatory body and those of any other body or organization concerned with the promotion or utilization of nuclear energy.

Artikel 8 Staatliche Stelle

- (1) Jede Vertragspartei errichtet oder bestimmt eine staatliche Stelle, die mit der Durchführung des in Artikel 7 bezeichneten Rahmens für Gesetzgebung und Vollzug betraut und mit entsprechenden Befugnissen, Zuständigkeiten, Finanzmitteln und Personal ausgestattet ist, um die ihr übertragenen Aufgaben zu erfüllen.
- (2) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um eine wirksame Trennung der Aufgaben der staatlichen Stelle von denjenigen anderer Stellen oder Organisationen, die mit der Förderung oder Nutzung von Kernenergie befasst sind, zu gewährleisten.

Artikel 5 der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen [1F-1.25] (Zuständige Regulierungsbehörde) ist inhaltlich an den vorliegenden Artikel 8 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit angelehnt.

Artikel 5 Absatz 1 der Richtlinie verpflichtet die Mitgliedstaaten, auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit kerntechnischer Anlagen eine „zuständige Regulierungsbehörde“ (Definition in Artikel 3 Ziffer 3 der Richtlinie) dauerhaft einzurichten.

In Artikel 5 Absatz 2 der Richtlinie wird geregelt, dass die staatlichen Funktionen der Genehmigung und Aufsicht über kerntechnische Anlagen durch staatsorganisatorische Maßnahmen funktional von Aufgaben zu trennen sind, die im Bereich der Förderung und Nutzung der Kernenergie liegen.

Artikel 5 Absatz 3 der Richtlinie betrifft die Rechte und Pflichten der Aufsichtsbehörde, insbesondere im Hinblick auf den Betrieb der kerntechnischen Anlagen. Dort wird auch verbindlich festgelegt, dass die Behörden so mit personellen und finanziellen Mitteln auszustatten sind, dass sie ihren Aufgaben nachkommen können.

8 (1) Behörden, Gremien und Organisationen

Zusammensetzung der staatlichen Stelle

Die Bundesrepublik Deutschland ist ein Bundesstaat. Der Vollzug der Bundesgesetze liegt grundsätzlich in der Verantwortung der Bundesländer, soweit nichts anderes bestimmt ist.

Die „staatliche Stelle“ besteht daher aus Behörden des Bundes und der Länder (→ Abbildung 8-1).

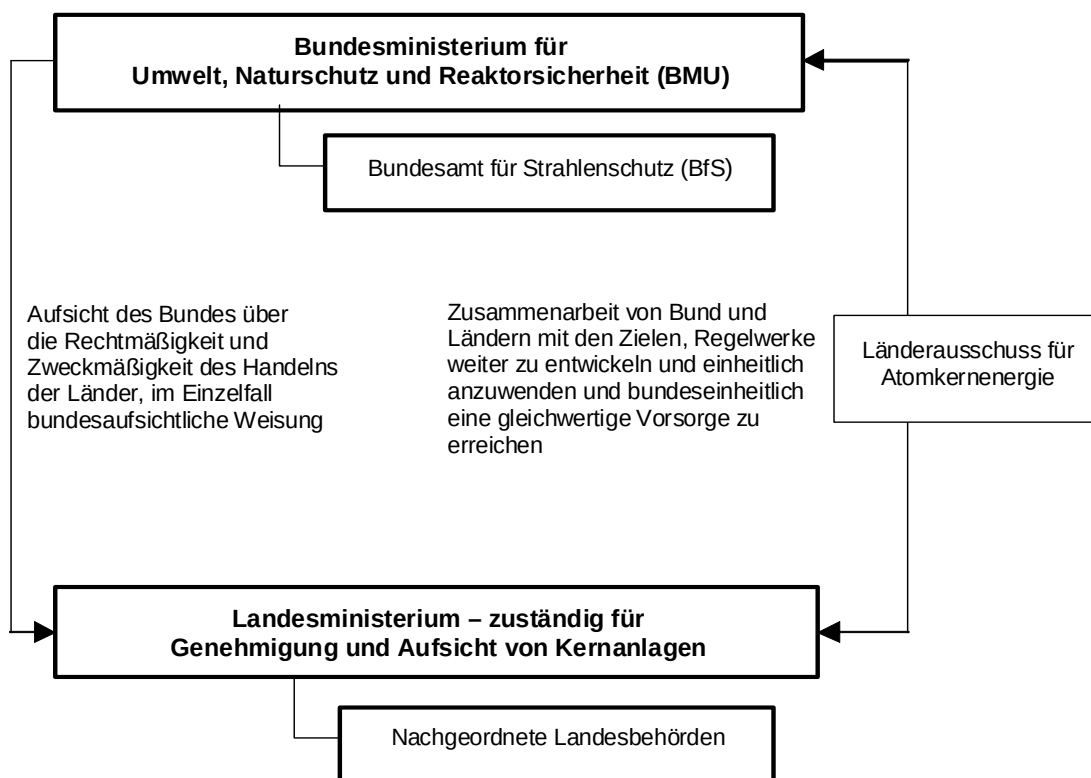


Abbildung 8-1 Organisation der staatlichen Stelle

Die Bundesregierung bestimmt durch Organisationserlass das für die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz zuständige Bundesministerium. Diese Zuständigkeit wurde im Jahr 1986 bei seiner Gründung dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) übertragen [1A-23]. Vorher war das Bundesministerium des Innern sowohl für Umweltschutz wie auch für das Atomrecht zuständig. Die Verantwortung für Organisation, personelle Ausstattung und Ressourcen der atomrechtlichen Behörde des Bundes liegt damit beim BMU. Das BMU hat die Organisationshoheit und beantragt die erforderlichen personellen und finanziellen Ressourcen bei der jährlichen Aufstellung des Bundeshaushalts.

Das BMU trägt hinsichtlich der Verpflichtungen des Übereinkommens die gesamtstaatliche Verantwortung nach Innen wie auch gegenüber der internationalen Gemeinschaft nach Außen, dass die jeweils Verantwortlichen bei Antragstellern und Betreibern, bei Behörden des Bundes und der Länder und die Sachverständigen einen wirksamen Schutz von Mensch und Umwelt vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen jederzeit nachhaltig gewährleisten.

Zur Festlegung weiterer behördlicher Zuständigkeiten enthält das Atomgesetz (AtG) [1A-3] in §§ 22 - 24 die grundlegenden Bestimmungen. Nach § 24 werden die für Genehmigung und Aufsicht bei Kernkraftwerken zuständigen obersten Landesbehörden durch die jeweilige Landesregierung bestimmt. Damit liegt die Verantwortung für Organisation, personelle Ausstattung und Ressourcen dieser Vollzugsbehörden allein bei der Landesregierung. Im Einzelfall können auch nachgeordnete Behörden mit Aufsichtsaufgaben beauftragt werden.

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

Land	Kernkraftwerke	Genehmigungsbehörde	Aufsichtsbehörde
Baden-Württemberg	Obrigheim Neckarwestheim 1 Neckarwestheim 2 Philippsburg 1 Philippsburg 2	Ministerium für Umwelt, Naturschutz und Verkehr im Einvernehmen mit Wirtschaftsministerium und Innenministerium	Ministerium für Umwelt, Naturschutz und Verkehr
Bayern	Isar 1 Isar 2 Grafenrheinfeld Gundremmingen B Gundremmingen C	Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit im Einvernehmen mit Staatsministerium für Wirtschaft, Infrastruktur, Verkehr und Technologie	Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit
Hessen	Biblis A Biblis B	Ministerium für Umwelt, Energie, Landwirtschaft und Verbraucherschutz.	
Niedersachsen	Unterweser Grohnde Emsland	Ministerium für Umwelt und Klimaschutz	
Schleswig-Holstein	Brunsbüttel Krümmel Brokdorf	Ministerium für Justiz, Gleichstellung und Integration	

Verteilung der Aufgaben und Zuständigkeiten der staatlichen Stelle auf die Behörden von Bund und Ländern

Die mit der Durchführung des in Artikel 7 (1) bezeichneten Rahmens für Gesetzgebung und Vollzug betraute staatliche Stelle besteht damit im Wesentlichen aus dem BMU und den zuständigen obersten Landesbehörden. Diese „staatliche Stelle“ hat gemäß Artikel 7 (2) vier Grundfunktionen wahrzunehmen:

- Entwicklung von Sicherheitsvorschriften und -regelungen,
- Genehmigungsverfahren,
- behördliche Prüfung und Beurteilung und
- Vollzug und Inspektion.

Aus den nachfolgenden Artikeln des Übereinkommens ergeben sich folgende weitere Funktionen, die von der „staatlichen Stelle“ wahrzunehmen sind:

- Regulatorische Sicherheitsforschung (Artikel 14, 18, 19),
- System für Umsetzung von Betriebserfahrungen (Artikel 19),
- Strahlenschutz (Artikel 15),
- Notfallvorsorge (Artikel 16) und
- Internationale Zusammenarbeit (Präambel vii und viii, Artikel 1).

Die Wahrnehmung dieser Funktionen ist in Deutschland auf Behörden des Bundes und der Länder verteilt. Atomrechtliche Behörden sind in allen Ländern vorhanden.

Die Tabelle 8-1 führt die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder auf, in denen Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens liegen.

Grundsätzlich sind in allen Funktionen sowohl die Behörden des Bundes als auch der Länder beteiligt, jedoch mit unterschiedlichen Zuständigkeiten, Verantwortlichkeiten und Mitwirkungspflichten. Die Tabelle 8-2 zeigt diese Aufteilung. Näheres ist in den jeweils relevanten Kapiteln dieses Berichtes ausgeführt.

Es gibt keine Pläne der gegenwärtigen Bundesregierung, die Grundstruktur der Atomverwaltung in Deutschland, also die Aufgabenverteilung zwischen Bund und Ländern, zu verändern. Die Effektivität der staatlichen Stelle in Deutschland soll aber weiterentwickelt und optimiert werden. Die 2008 durchgeführte IRRS-Mission soll einen Beitrag zu dieser Optimierung leisten.

Nachgeordnete Behörde des Bundes - Bundesamt für Strahlenschutz

Nachgeordnete Behörde des BMU im Bereich Strahlenschutz und nukleare Sicherheit ist das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), das mit Errichtungsgesetz vom 9. Oktober 1989 [1A-22] geschaffen wurde. Das Bundesamt für Strahlenschutz bearbeitet in seinen vier Fachbereichen gesetzliche Aufgaben aus den Bereichen Strahlenschutz in der Umwelt und am Arbeitsplatz, Strahlenbiologie, Strahlenmedizin, nukleare Ver- und Entsorgung und kerntechnische Sicherheit. Insbesondere der Fachbereich „Sicherheit in der Kerntechnik“ bearbeitet dabei Themen, die das Übereinkommen über nukleare Sicherheit betreffen. Es unterstützt das BMU hier fachlich und wissenschaftlich, insbesondere bei der Wahrnehmung der Recht- und Zweckmäßigkeitsaufsicht, der Erarbeitung von Rechts- und Verwaltungsvorschriften sowie bei der zwischenstaatlichen Zusammenarbeit.

Tabelle 8-2 Zuordnung der regulatorischen Funktionen zu den atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern

Regulatorische Funktion	Aufgaben und Zuständigkeiten der staatliche Stelle	
	Behörde des Bundes	Behörden der Länder
Hauptfunktionen		
Schaffung innerstaatlicher Sicherheitsvorschriften und -regelungen [Art. 7 (2i)]	Weiterentwicklung der gesetzlichen Regeln (Beschluss durch Bundestag bei förmlichem Gesetz, Bundesregierung mit Zustimmung des Bundesrats bei Verordnung) und des kerntechnischen Regelwerks	Mitwirkung aufgrund von Erkenntnissen und Erfordernissen des Vollzugs; ergänzende landeseigene Verfahrensregeln
Genehmigungssystem für Kernanlagen [Art. 7 (2ii)]	Recht- und Zweckmäßigkeitssaufsicht* Prüfung von Erkenntnissen hinsichtlich Relevanz für bundeseinheitliche Vorgaben	Prüfung von Anträgen und Anzeigen gemäß § 7 AtG, Erteilung von Genehmigungen und Zustimmungen
System für behördliche Prüfung und Beurteilung von Kernanlagen [Art. 7 (2iii)]	Recht- und Zweckmäßigkeitssaufsicht Prüfung von Erkenntnissen hinsichtlich Relevanz für bundeseinheitliche Vorgaben	Kontrollen und Inspektionen in den Kernanlagen, Prüfung und Bewertung hinsichtlich Relevanz für die Sicherheit der Anlage sowie für Schutz- und Vorsorgemaßnahmen
Durchsetzung der einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen [Art. 7 (2iv)]	Recht- und Zweckmäßigkeitssaufsicht* Prüfung von Erkenntnissen Relevanz für bundeseinheitliche Vorgaben	Ergreifen von erforderlichen Maßnahmen zur Abwehr von Gefahren und zu erforderlichen Verbesserungen der Sicherheit sowie von Schutz- und Vorsorgemaßnahmen
Nebenfunktionen		
Regulatorische Sicherheitsforschung	Untersuchung von Sicherheitsfragen für einheitliche Vorgaben	anlagenbezogene Untersuchungen
Verfolgung von Vorkommnissen, Betriebserfahrung und Umsetzung	Prüfung und Bewertung von Vorkommnissen im In- und Ausland hinsichtlich anlagenübergreifender Relevanz für die Sicherheit der Anlagen sowie für Schutz- und Vorsorgemaßnahmen, gesamtstaatliche Organisation des Erfahrungsrückflusses	Prüfung und Bewertung von Vorkommnissen hinsichtlich Relevanz für die Sicherheit der Anlage sowie für Schutz- und Vorsorgemaßnahmen
Strahlenschutz, Umgebungsüberwachung	Überwachung von Strahlenexpositionen der Bevölkerung und des Staatsgebietes	Anlagenbezogene Überwachung von Emissionen und Immissionen (Strahlenexposition von Beschäftigten und in der Umgebung)
Notfallvorsorge	Aufstellung Planung genereller Anforderungen; länderübergreifende Notfallbereitschaft, internationale Meldesysteme	Mitwirkung bei Aufstellung und Planung genereller Anforderungen, Anlagenbezogener Katastrophenschutz
Internationale Zusammenarbeit	Beteiligung an internationalen Aktivitäten zur Ermittlung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik und zum kerntechnischen Regelwerk sowie Bereitstellung für nationale Zwecke; Erfüllung internationaler Verpflichtungen; Durchsetzung deutscher Sicherheitsinteressen	Berücksichtigung des international dokumentierten Standes von Wissenschaft und Technik Beteiligung an der Zusammenarbeit mit Nachbarstaaten bei grenznahen Anlagen, insbesondere aufgrund bilateraler Abkommen

grau verfahrensführend, verantwortliche Wahrnehmung

hellgrau Aufgabe mit getrennten Zuständigkeiten, aber gemeinschaftlichen Zielen

weiß „Föderalismusfunktion“ Recht- und Zweckmäßigkeitssaufsicht oder Mitwirkung (z. B. im LAA, durch Bereitstellung von Informationen)

* Das bedeutet auch, dass der Bund die Entscheidung in der Sache und die damit verbundenen Überprüfungen im Detail an sich ziehen kann.

Nachgeordnete Behörden in den Ländern

Da die atomrechtliche Genehmigung und Aufsicht den obersten Landesbehörden (Ministerien) zugewiesen ist, werden nur vereinzelt Aufgaben von nachgeordneten Behörden der Länder wahrgenommen. Beispielsweise werden in Baden-Württemberg von der dem Ministerium für Umwelt, Naturschutz und Verkehr nachgeordneten Landesanstalt für Umwelt, Messungen und Naturschutz Baden-Württemberg (LUBW) Messungen zur Umgebungsüberwachung der Kernkraftwerke vorgenommen und das KFÜ-Rechnernetz und Messnetz betrieben.

Zusammenarbeit der Behörden der staatlichen Stelle - Länderausschuss für Atomkernenergie

Der Länderausschuss für Atomkernenergie (LAA) ist ein ständiges Bund-Länder-Gremium aus Vertretern der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder und des BMU. Er dient der vorbereitenden Koordinierung der Tätigkeiten von Bund und Ländern beim Vollzug des Atomgesetzes sowie der Vorbereitung von Änderungen und der Weiterentwicklung von Rechts- und Verwaltungsvorschriften sowie des untergesetzlichen Regelwerks. Im Interesse eines möglichst bundeseinheitlichen Vollzuges des Atomrechts erarbeiten die zuständigen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder und das BMU im Konsens Regelungen zur einheitlichen Handhabung des Atomrechts, die vom BMU bekannt gemacht werden. Vorsitz und Geschäftsführung liegen beim BMU. Das Gremium fasst seine Beschlüsse in der Regel einvernehmlich.

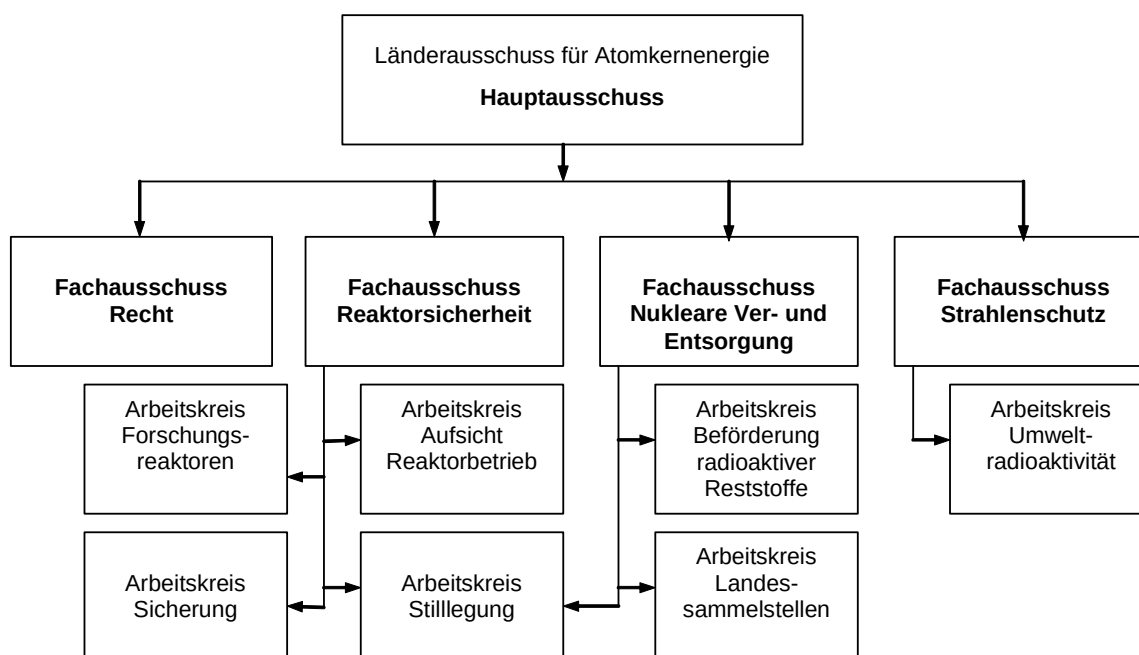


Abbildung 8-2 Länderausschuss für Atomkernenergie

Der Länderausschuss für Atomkernenergie (→ Abbildung 8-2) bedient sich zur Vorbereitung seiner im Hauptausschuss zu treffenden Entscheidungen mehrerer Fachausschüsse für die Themen Recht, Reaktorsicherheit, Strahlenschutz sowie nukleare Ver- und Entsorgung sowie der den Fachausschüssen zugeordneten Arbeitskreisen für spezielle ständige Aufgaben. Die Fachausschüsse können bei Bedarf für besondere, vor allem dringliche Einzelfragen Ad-hoc-Arbeitsgruppen einsetzen. Die Fachausschüsse und die permanenten Arbeits-

kreise tagen mindestens zweimal jährlich, bei Bedarf häufiger. Der Hauptausschuss tagt mindestens einmal jährlich.

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

Organisation und personelle Ausstattung der atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern

Atomrechtliche Behörde des Bundes

Die atomrechtliche Behörde des Bundes ist eine Fachabteilung des BMU. Sie umfasst drei Unterabteilungen. Die mit der Erfüllung der Verpflichtungen aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit befassten Arbeitseinheiten der Abteilung RS sind die Unterabteilung RS I und einige Referate der Unterabteilung RS II.

Die Mitarbeiter von Ministerien sind in der Regel Lebenszeitbeamte oder Tarifangestellte des öffentlichen Dienstes.

Für die juristischen Fachbeamten oder Angestellten ist ein Hochschulstudium mit einem qualifizierten Abschluss erforderlich. Für die wissenschaftlich-technischen Fachbeamten der Abteilung RS ist ein Hochschulstudium (höherer Dienst) oder ein Fachhochschulstudium (gehobener Dienst) Voraussetzung. Darüber hinaus gibt es keine einschlägigen Ausbildungs- und Prüfungsregelungen.

Die Zuständigkeit für die Erfüllung der Verpflichtungen aus dem Übereinkommen liegt im BMU vorrangig bei der Unterabteilung RS I. Die personelle Ausstattung der Unterabteilung RS I mit festangestellten *Juristen* (einschließlich Mitarbeitern anderer nichttechnischer Fachrichtungen wie Verwaltungs- oder Wirtschaftswissenschaften) und mit wissenschaftlich-technischen Fachbeamten oder Angestellten des höheren und des gehobenen Dienstes, kurz *Techniker*, stellt sich Mitte 2010 wie folgt dar (→ Abbildung 8-4):

Im Bereich Strahlenschutz/Notfallschutz sind, soweit Gegenstand dieses Übereinkommens, in der Unterabteilung RS II insgesamt 10 wissenschaftlich-technische Mitarbeiter tätig.

Unter Berücksichtigung der Zu- und Abgänge von Mitarbeitern ist die Stellensituation unverändert geblieben. Angesichts der gegenwärtig angespannten Haushaltslage sind zusätzliche Stellen nicht zu erwarten. Hinsichtlich der personellen Ausstattung der atomrechtlichen Behörde des Bundes ist zu berücksichtigen, dass sie die wissenschaftlich-technische Unterstützung durch das BfS, die GRS als Sachverständigenorganisation des Bundes wie auch anderer Sachverständiger hinzuzieht. Für Aufträge an Sachverständige werden finanzielle Mittel im Rahmen des Bundeshaushalts in Höhe von etwa 22 Millionen Euro jährlich zur Verfügung gestellt (siehe Abschnitt über Finanzielle Ressourcen der „staatlichen Stelle“).

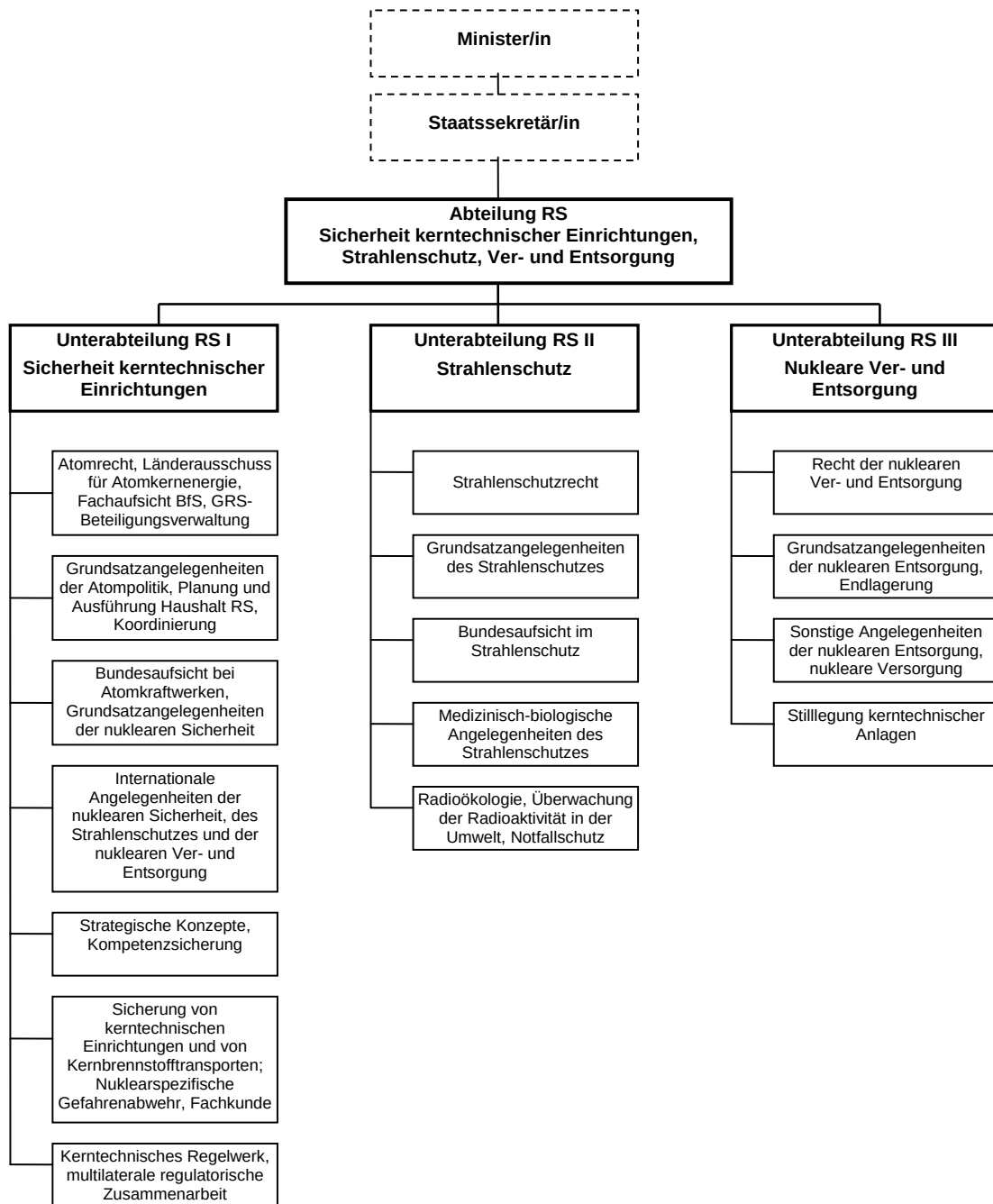


Abbildung 8-3 Organisation der Abteilung Reaktorsicherheit und Strahlenschutz

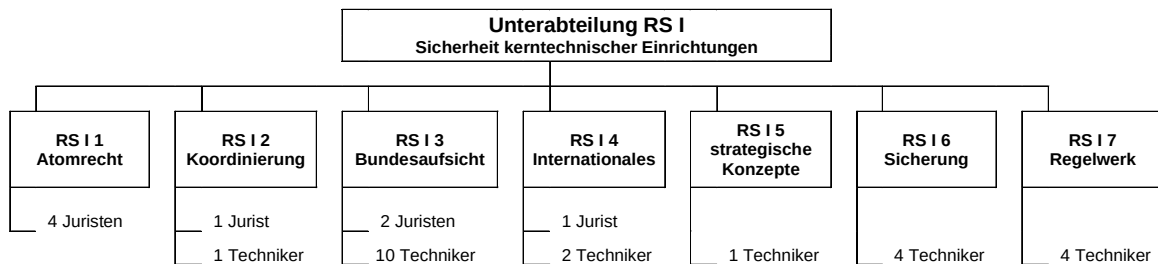


Abbildung 8-4 Organisation und Personalausstattung der Unterabteilung RS I

Atomrechtliche Behörden der Länder

Die atomrechtlichen Behörden der Länder zur Überwachung der Kernenergie sind die von den Landesregierungen bestimmten obersten Landesbehörden (Ministerien). Die Zuweisung der Zuständigkeit auf die Ministerien erfolgt durch eine Verordnung oder durch eine andere organisatorische Verfügung der Landesregierung. Die Tabelle 8-1 zeigt die für die Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens zuständigen Ministerien. Innerhalb der Ministerien werden die Aufgaben der atomrechtlichen Behörde in der Regel durch Abteilungen wahrgenommen. Der Aufbau der jeweiligen Abteilungen richtet sich nach Art und Umfang der kerntechnischen Tätigkeiten und Anlagen in dem jeweiligen Land. Diese Abteilungen untergliedern sich in Arbeitseinheiten (Referate) für die Durchführung der Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für die kerntechnischen Anlagen und werden durch zusätzliche Referate für Strahlenschutz und Umweltradioaktivität, Entsorgung, Grundsatzangelegenheiten und Rechtsangelegenheiten unterstützt. In einigen Ländern sind neben Kernkraftwerken weitere kerntechnische Einrichtungen des Brennstoffkreislaufes zu überwachen, die nicht zu dem vom Übereinkommen erfassten Bereich gehören.

Die Abteilung zur Überwachung der Kernenergie wird in der Regel durch eine weitere Organisationseinheit des Ministeriums, häufig eine Abteilung für zentrale Aufgaben (z. B. Personal- und Haushaltsangelegenheiten, Infrastrukturaufgaben und allgemeine Dienste) unterstützt.

Zur Veranschaulichung wird mit Abbildung 8-5 ein prinzipielles Organigramm einer Abteilung zur Überwachung der Kernenergie eines Landes wiedergegeben.

Die Abteilungen für die Kernenergieüberwachung beschäftigen überwiegend technisches Fachpersonal, insbesondere Ingenieure und Naturwissenschaftler. Darüber hinaus wird juristisches Fach- und Verwaltungspersonal eingesetzt. Diese Abteilungen führen alle schwerpunktmäßig Überprüfungen und Bewertungen sowie Vollzugsaufgaben der in den folgenden Kapiteln im Einzelnen näher erläuterten atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren aus. Eine stringente Zuordnung des Personals zu den Aufgaben der Begutachtung („Review and Assessment“) und Genehmigung („Licensing“) bzw. der Aufsicht („Inspection“) erfolgt nicht. Weiterhin obliegt diesem Personal auch die Führung und Steuerung der zugezogenen Sachverständigen sowie die Prüfung und Bewertung von Sachverständigenstellungnahmen.

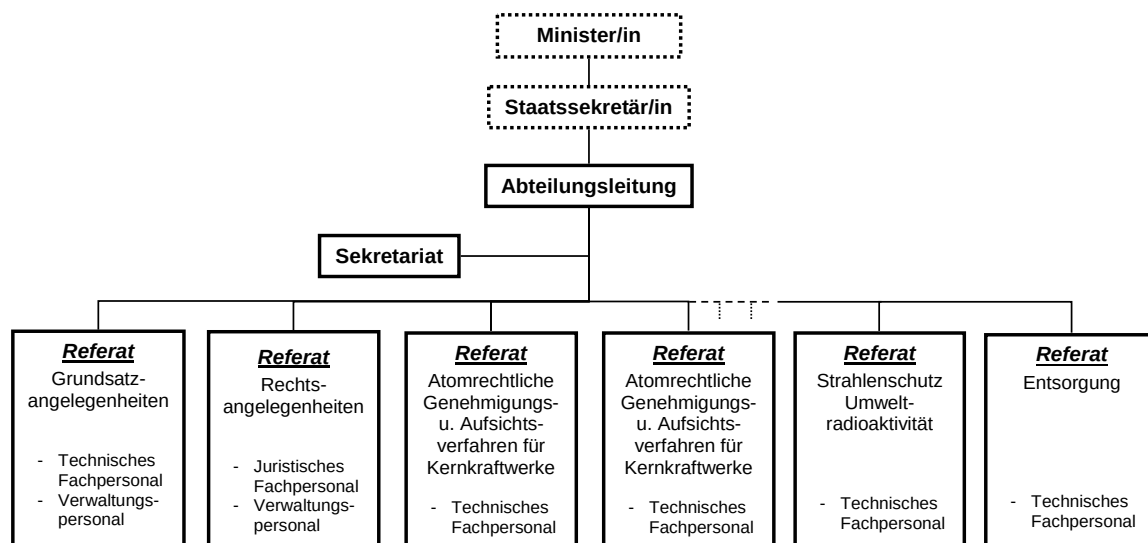


Abbildung 8-5 Prinzipielle Organisation einer Abteilung eines Landesministeriums für die Überwachung der Kernenergie

Die Arbeit an Genehmigungen und die Ausübung der konkreten Aufsicht bei den Kernkraftwerken nimmt den Hauptanteil der Tätigkeiten ein. Die Mitarbeit an der Abstimmung eines einheitlichen Rahmens für Genehmigung und Aufsicht in den Bund-/Ländergremien sowie an der Erstellung der im Artikel 7 (2i) erläuterten Sicherheitsvorschriften und -regelungen beanspruchen einen nicht zu vernachlässigenden Arbeitsaufwand. Sein Anteil hängt von dem Umfang des Kernenergieprogramms und der Größe der jeweiligen Organisation eines Landes ab und liegt in der Regel im Bereich von 10 - 15 % des Gesamtarbeitsaufwandes.

Hinsichtlich der personellen Ausstattung der atomrechtlichen Behörden der Länder ist zu berücksichtigen, dass nach § 20 AtG im atomrechtlichen Verwaltungsverfahren Sachverständige hinzugezogen werden können. Von dieser Möglichkeit machen die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder wegen des großen Umfangs der Prüfungen und der dabei benötigten weiten Bandbreite verschiedener technisch-wissenschaftlicher Disziplinen sowie der dazu auch erforderlichen speziellen technischen Ausstattungen und Computeranlagen regelmäßig umfangreich Gebrauch. Für die Durchführung der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren ergibt sich ein Personaleinsatz von etwa 30 - 40 Personenjahren für ein Kernkraftwerk pro Jahr. Dabei ist der Aufwand der Behörde und der hinzugezogenen Sachverständigen berücksichtigt. Der Aufwand an wissenschaftlich-technischer Kompetenz wird auch von Sachverständigen erbracht.

Kompetenz der Mitarbeiter der „staatlichen Stelle“

Die Bundesregierung hat in den bisherigen Berichten zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit bekräftigt, dass für die Zeit des Betriebs der Kernkraftwerke und für die Zeit ihrer Stilllegung eine effiziente und kompetente atomrechtliche Überwachung erforderlich ist: „Um dies zu gewährleisten, werden die zuständigen staatlichen Stellen in Deutschland die erforderlichen finanziellen Ressourcen, die fachliche Kompetenz des Personals, die Personalstärke sowie eine zweckmäßige und effiziente Organisation sicherstellen.“

Eine große Anzahl erfahrener Mitarbeiter der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden ist in den letzten Jahren wegen Erreichens der Altersgrenze aus dem Berufsleben bereits ausgeschieden oder wird in den kommenden Jahren ausscheiden. Dieser Generationswechsel stellt für die atomrechtlichen Behörden eine große Herausforderung dar, um den Verlust an fachkundigem und erfahrenem Personal auf dem Gebiet der Reak-

torsicherheit und des Strahlenschutzes durch geeignete Maßnahmen zum Kompetenzerhalt der staatlichen Stelle auszugleichen. Die Situation wird dadurch weiter verschärft, dass im Zuge staatlicher Sparmaßnahmen frei werdende Stellen insbesondere bei den atomrechtlichen Behörden des Bundes (BMU, BfS) häufig entweder ersatzlos gestrichen oder nur teilweise, in der Regel mit Hochschulabsolventen ohne einschlägige kerntechnische Kenntnisse, wieder besetzt werden.

Erster Schritt sollte eine systematische „Kompetenzverlustanalyse“ der atomrechtlichen Behörden und der zugehörigen nachgeordneten Behörden sein. Ermittelt werden sollte, welche Fachkräfte ausscheiden und welche Fachkompetenzen damit für die Behördenarbeit verloren gehen würden. Die Kompetenzverlustanalyse konnte aus verschiedenen Gründen, wie z. B. des Datenschutzes, nicht abgeschlossen werden. In einigen Ländern werden unabhängig davon systematische Maßnahmen zum Kompetenzerhalt der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden durchgeführt.

Kompetenz und Personalentwicklung bei der atomrechtlichen Behörde des Bundes

Ein Personalentwicklungskonzept zur Sicherung der Personalausstattung konnte wegen der haushaltsmäßigen Randbedingungen nicht erstellt werden. Im Bereich der Unterabteilung RS I konnte allerdings insbesondere durch Einstellung von Nachwuchskräften eine Stärkung der Kompetenz erreicht werden. Erfahrungsverlust konnte durch Dokumentation des Wissens und Befragungen weitgehend ausgeglichen, das Engagement der jüngeren Nachwuchskräfte erfolgreich eingesetzt werden.

Anstellungsvoraussetzung für technische Fachkräfte ist ein abgeschlossenes Hochschulstudium in der erforderlichen Fachrichtung. Die Kenntnisse für die speziellen Aufgaben (kerntechnisches Fachwissen, Verwaltungswissen, etc.) werden in einer Einführungsphase durch Kurse sowie On-the-Job vermittelt. Die fachliche Aus- und Weiterbildung neu eingestellter Mitarbeiter erfolgt im Wesentlichen durch Teilnahme am einjährigen Traineeprogramm der Sachverständigenorganisation GRS („GRS-Akademie“) sowie durch Teilnahme an externen Veranstaltungen, wie Fachseminaren und Simulatorschulungen.

Für alle Mitarbeiter sind Fragen der Weiterqualifikation durch Fort- und Weiterbildung ein Gegenstand der regelmäßigen Mitarbeitergespräche.

Kompetenz und Personalentwicklung bei den atomrechtlichen Behörden der Länder

Auch bei den atomrechtlichen Behörden der Länder stellen allgemeine staatliche Sparmaßnahmen besondere Herausforderungen an den Erhalt der Kompetenz. Die Situation stellt sich hier aber anders dar als beim Bund, da Kosten der Behördentätigkeit über die atomrechtliche Kostenverordnung (AtKostV) [1A-21] von den Betreibern zu tragen sind. Dennoch bedarf es besonderer Anstrengungen die notwendige Personalausstattung zu erhalten und die rechtzeitige Einarbeitung von Ersatzkräften sicherzustellen. Überprüfungen haben bei einigen Landesbehörden zu einer Stärkung der personellen Organisation und der Situation geführt.

Neu eingestellte Mitarbeiter/Innen sollen auf Grund einer überlappenden Wiederbesetzung frei werdender Stellen am Wissenstransfer der Behörden teilnehmen. Ihre Einarbeitung erfolgt auf der Grundlage individueller Einarbeitungspläne. Der jeweilige Einarbeitungsplan führt verschiedene Maßnahmen zur Aus- und Fortbildung, die Heranführung an spezielle Tätigkeiten und die Anleitung zum selbständigen Handeln zusammen. In Abhängigkeit von dem vorgesehenen Einsatzbereich und bereits vorhandenen Kenntnissen wird das Nachwuchspersonal in allen relevanten technischen und rechtlichen Gebieten geschult.

Darüber hinaus sind auch die bereits langjährigen und erfahrenen Mitarbeiter/Innen einiger Landesbehörden behördlicherseits verpflichtet, ihre Fachkunde kontinuierlich auf dem aktuellen Stand zu halten und an den entsprechenden Fortbildungsmaßnahmen teilzunehmen.

Anstellungsvoraussetzung für technische Fachkräfte ist ein abgeschlossenes Hochschulstudium in der erforderlichen Fachrichtung. In der Vergangenheit wurden neben Hochschulabgängern Personen mit Berufserfahrung in der Gewerbeaufsicht, bei Gutachtern, in der Industrie und in der Wissenschaft eingestellt. Die Kenntnisse für die speziellen Aufgaben der Aufsichtsbehörde (kerntechnisches Fachwissen, Verwaltungswissen, Kompetenzen für Inspektionstätigkeiten etc.) werden in einer Einführungsphase durch Kurse sowie On-the-Job unter Anleitung eines Mentors vermittelt. Eine kontinuierliche Kontrolle der Arbeitsleistung und Arbeitsergebnisse erfolgt durch die Vorgesetzten. Fragen der Weiterqualifikation sind Gegenstand regelmäßiger Mitarbeitergespräche.

Durch das Hinzuziehen von Sachverständigen für die verschiedenen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren sind für die Aufsichtsbeamten vor allem breite, generalistische Kenntnisse erforderlich. Sie haben beispielsweise zu prüfen, ob die Sachverständigenstellungen alle relevanten Bereiche abdecken, und auf Basis verschiedener Stellungnahmen eine Entscheidung zu treffen. Zu einzelnen Fachgebieten wurden bei einigen Landesbehörden so genannte Fachkoordinatoren benannt, die sich durch besondere Kenntnisse auf diesem Gebiet ausweisen.

Informations- und Wissensmanagementsystem

Um einen Teil des Erfahrungswissens zu erhalten und für zukünftige Mitarbeiter bereitzustellen wird beim BMU in enger Zusammenarbeit mit der GRS ein Informationsmanagementsystem aufgebaut. Dazu werden Sammlungen von Unterlagen und wichtigen Fachinformationen für atomrechtliche Behörden und Sachverständigenorganisationen gesichtet und elektronisch strukturiert zugänglich gemacht. Mitarbeiter sollen unter Verzicht herkömmlicher Ablagen und langwieriger Recherchen auf ihrem Arbeitsplatz-PC zu den für ihre Arbeit wichtigen Informationen unmittelbaren Zugang haben.

Da der internationale Informations- und Wissensaustausch für den Vollzug des Atomgesetzes und die regulatorische Zusammenarbeit immer wichtiger wird, erfolgt eine enge Vernetzung mit internationalen Informationsangeboten und Datenbanken.

Finanzielle Ressourcen der „staatlichen Stelle“

Die den Behörden zur Verfügung stehenden Mittel für eigenes Personal und für die Hinzuziehung von Sachverständigen werden vom Bundestag und den Landesparlamenten im jeweiligen Haushaltsplan festgesetzt. Die projektspezifischen Kosten für Genehmigung und Aufsicht werden den Antragstellern und Genehmigungsinhabern durch die Länder in Rechnung gestellt. Eine Refinanzierung der Tätigkeiten der atomrechtlichen Behörde des Bundes gibt es nicht, da nach den allgemeinen Grundsätzen des deutschen Gebührenrechts von den Betreibern von Kernenergieanlagen keine Gebühren für die Aufsicht der atomrechtlichen Bundesbehörde über die Landeshörden erhoben werden können.

Die Erteilung von Genehmigungen für Kernkraftwerke sowie die Aufsichtstätigkeiten der Länder sind grundsätzlich kostenpflichtig. Die Kosten werden vom Genehmigungsinhaber an die Staatskasse des jeweiligen Landes gezahlt. Für eine Errichtungs- und Betriebsgenehmigung eines Kernkraftwerkes sind insgesamt 2 Promille der Errichtungskosten zu zahlen. Eine genehmigungspflichtige Veränderung kostet zwischen 500 Euro und 1 000 000 Euro. Die Kosten für die Aufsicht werden nach dem entstandenen Aufwand für einzelne Tätigkeiten abgerechnet und betragen zwischen 25 Euro und 500 000 Euro. Die Vergütungen für die

hinzugezogenen Sachverständigen werden als Auslagen ebenfalls durch den Antragsteller oder Genehmigungsinhaber erstattet.

Dem BMU stehen aus dem Bundeshaushalt jährlich ca. 22 Millionen Euro für Untersuchungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit zur Verfügung. Diese Mittel werden für die Finanzierung der Tätigkeit der Beratungskommissionen, für die unmittelbare Unterstützung der atomrechtlichen Behörde des Bundes, für wissenschaftlich-technische Untersuchungen sowie für die Beteiligung externer Sachverständiger an der internationalen Zusammenarbeit eingesetzt. Entsprechende Programme werden jährlich vom BMU fortgeschrieben und betreffen insbesondere die Aus- und Bewertung von Betriebserfahrung, Untersuchungen zu speziellen sicherheitstechnischen Fragen, die Weiterentwicklung technischer Anforderungen an kerntechnische Einrichtungen sowie die Bearbeitung von Sach- und Einzelfragen im Bereich Genehmigung und Aufsicht über Kernkraftwerke. Die Programme werden vom Bundesamt für Strahlenschutz administrativ verwaltet und zum Teil auch fachlich betreut.

Zusätzlich werden mit jährlich ca. 9 Millionen Euro Untersuchungen im Bereich Strahlenschutz finanziert.

Managementsysteme der „staatlichen Stelle“

Grundlage für das Managementsystem der Abteilung RS sind Organisationserlasse, Geschäftsverteilungspläne, Geschäftsordnungen und Verfahrensregelungen, wie sie generell für oberste Bundesbehörden gelten.

In Ergänzung dazu ist für die Abteilung RS des BMU ein eigenes prozessorientiertes Qualitätsmanagementsystem eingeführt worden. Über einen Zeitraum von etwa zwei Jahren wurden alle relevanten Prozesse zunächst im Wege einer Ist-Analyse ermittelt und die Prozessabläufe dargelegt. In einem nächsten Schritt wurden diese Prozesse zu Prozessgruppen zusammengefasst und in Zusammenarbeit aller am Prozess Beteiligten optimiert.

Die Beschreibungen der Prozessabläufe stehen seit August 2005 in einem elektronischen Handbuch allen Angehörigen der Abteilung RS zur Verfügung (Übersicht des Prozessmodells → Abbildung 8-6) und werden kontinuierlich weiterentwickelt.

Das Qualitätsmanagement in der gewählten Form ist sowohl Arbeitsprinzip als auch Instrument der effektiven Verwaltungssteuerung, das die Führungskräfte bei der Wahrnehmung ihrer Führungsaufgaben unterstützt. Es soll dazu beitragen, Qualität und Effizienz der Arbeit zu steigern und bietet dem Einzelnen eine Hilfestellung, den zunehmenden Arbeitsumfang besser zu bewältigen. Durch Dokumentation der Prozesse und Arbeitsanweisungen wird außerdem sichergestellt, dass Erfahrungen gezielt weiter gegeben werden und nicht infolge des Ausscheidens von Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern verloren gehen.

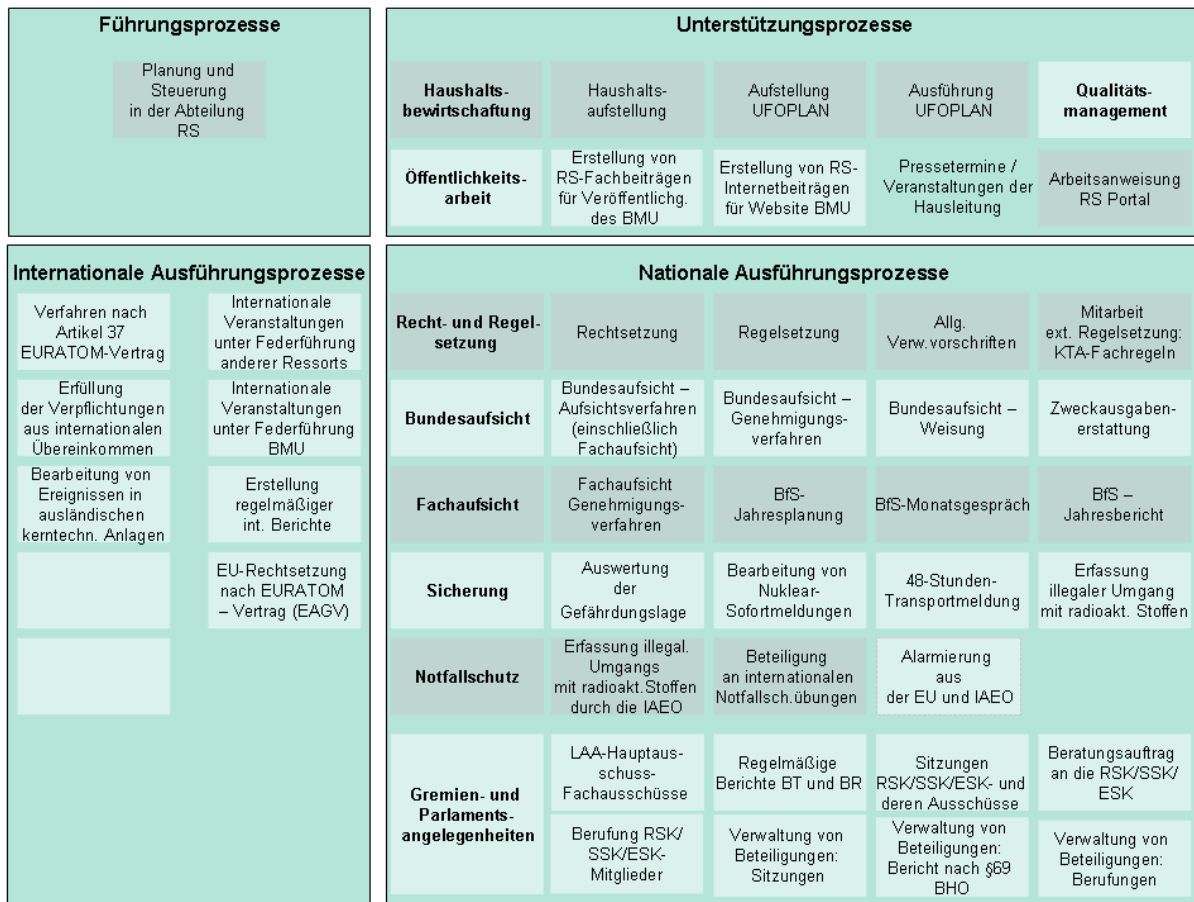


Abbildung 8-6 Prozessmodell der Abteilung Reaktorsicherheit

Der zentrale Prozess des Managementsystems ist der Führungsprozess „Planung und Steuerung in der Abteilung RS“. Zweck dieser Prozessbeschreibung ist es, festzulegen, wie die Planung und Steuerung der Arbeit in der Abteilung RS erfolgen. Mit dieser Prozessbeschreibung soll insbesondere sichergestellt werden, dass

- mit Erarbeitung der Strategischen Ziele der Abteilung RS die Festlegung der politischen Schwerpunkte des BMU vorbereitet wird,
- die Maßnahmen zur Erreichung der Strategischen Ziele der Abteilung RS systematisch und konsequent unter Beteiligung der Mitarbeiter aufgesetzt werden
- die Verantwortlichkeiten innerhalb der Abteilung RS sowie der Zielwert jedes strategischen Ziels festgelegt werden,
- der Strategische Plan der Abteilung RS festgelegt und kontinuierlich auf den Grad der Zielerreichung, seine Aktualität, seinen Inhalt und Zeitrahmen sowie seine Vollständigkeit überprüft, ggf. überarbeitet und ergänzt wird und
- die Kontrolle der Erreichung der Strategischen Ziele der Abteilung RS und die Kontrolle des Status der einzelnen Maßnahmen kontinuierlich erfolgt.

Entwicklung von Managementsystemen bei Landesbehörden

Unabhängig davon, dass Abläufe und Prozesse atomrechtlicher Behörden weitgehend durch die üblichen Organisationsregelungen für Landesministerien bereits geregelt sind, werden im Einzelnen atomrechtliche spezifische Weiterentwicklungen dieser Managementsysteme praktiziert.

Die von staatlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder zugezogenen Sachverständigenorganisationen sind nach den internationalen Normen für Qualitätssicherung ISO 9001/2000 zertifiziert. Die Landesbehörden selbst verfügen zum Teil über ein eigenes Qualitätsmanagementsystem. Teilweise befindet sich ein solches in der Aufbauphase. Im Vordergrund stehen dabei die Erfassung und Analyse von Ablaufprozessen im Bereich der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren.

Unterstützung durch Bundesamt für Strahlenschutz, Beratungskommissionen und Sachverständige

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)

Die Unterstützung des BMU durch das BfS wird durch mehrere seiner Fachbereiche, im Wesentlichen jedoch durch den Fachbereich SK „Sicherheit in der Kerntechnik“ geleistet. Zurzeit sind in diesem Fachbereich in fünf Fachgebieten 22 wissenschaftlich-technische Mitarbeiter tätig.

Bearbeitete Themen, die das Übereinkommen über nukleare Sicherheit betreffen, sind im Wesentlichen:

- Dokumentation des Genehmigungsstatus und der verbleibenden Stromproduktionsrechte von Kernkraftwerken,
- Dokumentation und Erstbewertung von meldepflichtigen Ereignissen,
- Methoden und Status der Sicherheitsüberprüfungen,
- Ausgewählte Sicherheitsfragen,
- Internationale Zusammenarbeit,
- Nationales und internationales Regelwerk,
- Führung eines Registers über die berufliche Strahlenexposition und
- Kontrollprogramm zur Emissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen,
- Großräumige Überwachung der Umweltradioaktivität,
- Betreuung und Verwaltung regulatorischer Untersuchungsvorhaben.

Art und Umfang der Unterstützung wird jährlich zwischen BMU und BfS im Rahmen der Jahresplanung abgestimmt.

Im Berichtszeitraum hat das BfS durch die restriktiven Vorgaben des Haushaltsgesetzgebers auch im Fachbereich SK in der Summe kein zusätzliches Personal und damit keine zusätzliche fachliche Kompetenz gewinnen können. Mehrere Fachthemen können weiterhin nicht umfassend bearbeitet werden. Im Rahmen eines Stufenplanes des BMU für die Jahre 2009 bis 2011 soll die Anzahl der Stellen für den Fachbereich SK deutlich erhöht werden. In welchem Umfang dies umgesetzt werden kann, unterliegt den Entscheidungen des Haushaltsgesetzgebers. Für 2009 und 2010 wurden neue Stellen bewilligt.

Reaktor-Sicherheitskommission, Strahlenschutzkommission

Das Bundesumweltministerium wird regelmäßig von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission (SSK) beraten. Die Reaktor-Sicherheitskommission wurde 1958 gebildet, die Strahlenschutzkommission 1974. In den Kommissionen müssen Unabhängigkeit, Qualifikation und Widerspiegelung des technisch-wissenschaftlichen Meinungsspektrums gewährleistet sein. Die Mitglieder sind durch Satzungen zur neutralen und wissenschaftlich nachvollziehbaren Meinungsäußerung verpflichtet. Derzeit bestehen die Kommissionen aus jeweils 17 Mitgliedern (Stand: 2010) verschiedener Fachrichtungen. Die Mitglieder werden vom BMU berufen. Der Schwerpunkt ihrer Tätigkeit liegt vor allem in der Beratung von Fragen grundlegender Bedeutung sowie in der Initiierung weiterführender sicherheitstechnischer Entwicklungen. Die Beratungsergebnisse der Kommissionen werden in allgemeinen Empfehlungen und einzelfallbezogenen Stellungnahmen gefasst und veröffentlicht (www.rskonline.de, www.ssk.de).

Sachverständige

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

In Deutschland wurde bei der Überwachung der friedlichen Nutzung der Kernenergie wie in anderen Bereichen der technischen Überwachung auf der Basis der marktwirtschaftlichen Ordnung der Bundesrepublik Deutschland der partnerschaftlichen Entlastung des Staates durch privatwirtschaftliche Kräfte der Gesellschaft der Vorzug vor dem Aufbau von großen staatlichen Behörden gegeben, deren Personalausstattung für die vollständige Erledigung aller Aufgaben zu bemessen wäre. Die besondere Sachkunde und Unabhängigkeit sind die entscheidenden Kriterien für die Zuziehung der Sachverständigen. Dieses wird heute in erster Linie durch die als so genannte Generalgutachter der Landesbehörden tätigen Technischen Überwachungs-Vereine sichergestellt.

Die Technischen Überwachungs-Vereine haben in den zurückliegenden Jahrzehnten große und leistungsfähige kerntechnische Fachbereiche oder eigenständige Tochtergesellschaften mit einem beträchtlichen Sachverständigenpotential von etwa 1000 Sachverständigen verschiedenster Disziplinen aufgebaut. Hinzu kommt die Erfahrung aus ihrer Tätigkeit im konventionellen nicht nuklearen technischen Bereich. Sie besitzen bis auf wenige Ausnahmen auf allen einschlägigen Fachgebieten die notwendigen Kenntnisse und stellen diese durch geeignete Maßnahmen zum Kompetenzerwerb und -erhalt sowie durch einen breit angelegten Erfahrungsaustausch im Verband aller Technischen Überwachungs-Vereine nachhaltig sicher.

Bei ihrer Genehmigungs- und Aufsichtstätigkeit können die Landesministerien Gutachterorganisationen oder Einzelsachverständige zuziehen (§ 20 AtG).

Sachverständige werden mit nahezu allen fachlichen Fragestellungen zur Beurteilung der Sicherheit der Anlagen und ihres Betriebes beauftragt. Insbesondere sind sie beteiligt bei allen Genehmigungsverfahren sowie in den aufsichtlichen Verfahren, wie z. B. bei der Betriebsauswertung, bei meldepflichtigen Ereignissen, bei wiederkehrenden Prüfungen und bei Anträgen zu kleineren Veränderungen.

Die Landesbehörden sind in ihren Entscheidungen nicht an die Beurteilungen der Sachverständigen gebunden. Sie verfügen über die für die Wahrnehmung ihrer Aufgaben, wozu auch die Führung der zugezogenen Sachverständigen gehört, erforderlichen Kompetenzen.

Die bei der Beauftragung von Sachverständigen zu berücksichtigenden Gesichtspunkte, etwa hinsichtlich der Aspekte

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

werden in Richtlinien [3-8 und 3-34] konkretisiert.

Mit der Einbeziehung von Sachverständigen wird eine vom Antragsteller unabhängige Beurteilung der sicherheitstechnischen Sachverhalte vorgenommen. Die Sachverständigen nehmen dazu eigene Prüfungen und Berechnungen mit vorzugsweise anderen Methoden und Rechenprogrammen als der Antragsteller vor. Die an den abgegebenen Gutachten beteiligten Personen unterliegen keiner fachlichen Weisung. Sie werden der beauftragenden Behörde namentlich genannt.

Der Umfang der Sachverständigentätigkeiten wird immer von der zuständigen Behörde festgelegt. Die Leistungen der Sachverständigen werden von den Betreibern erstattet.

Für seine bundesaufsichtlichen Aktivitäten zieht das Bundesumweltministerium bei Bedarf in gleicher Weise Sachverständige aus dem In- und Ausland zu.

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH ist eine zentrale Gutachterorganisation. Sie betreibt, vorwiegend im Auftrag des Bundes, wissenschaftliche Forschung auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und ist die zentrale Sachverständigenorganisation, die vom Bundesumweltministerium in Fachfragen zur Unterstützung herangezogen wird. In begrenztem Maße wird die GRS auch im Auftrag der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder tätig. Sie verfügt über 300 Sachverständige auf den Gebieten der kerntechnischen Sicherheit.

IRRS-Selbstüberprüfung und Mission für die „staatliche Stelle“ in Deutschland

Auf Einladung des BMU fand vom 7. - 19. September 2008 in Deutschland eine IRRS-Mission (IRRS = Integrated Regulatory Review Service) der IAEO statt. Es handelte sich um die erste IRRS-Mission der atomrechtlichen Behörden in Deutschland. Von Seiten der Bundesländer hat die atomrechtliche Behörde des Landes Baden-Württemberg (Ministerium für Umwelt, Naturschutz und Verkehr Baden-Württemberg, UVM BW) an der IRRS-Mission teilgenommen.

Im April 2006 und März 2007 hatte die IAEO zwei Informationsworkshops in Deutschland zu Art, Vorgehen, Inhalt und Umfang einer IRRS-Mission durchgeführt.

In zwei Vorbereitungstreffen (November 2007 und Mai 2008) zwischen Vertretern der IAEO und dem Leiter des Review-Teams sowie dem BMU und dem UVM BW wurde der Umfang der Mission auf 8 Themenbereiche festgelegt (Module I - VIII gemäß IRRS-Guidelines). Gegenstand der Überprüfung war die Atomaufsicht in Deutschland für den Bereich der Sicherheit von Kernkraftwerken sowie einzelne Aspekte des Strahlenschutzes in Kernkraftwerken.

Durch die Aufteilung der Aufgaben auf Bund und Länder wurden für die IRRS-Mission sowohl vom BMU als auch vom UVM BW je eine hauptverantwortliche Person („Liaison Officer“) benannt wie auch jeweils ein Counterpart pro Modul. Die Mission selbst wurde teilweise im BMU in Bonn und teilweise im UVM BW in Stuttgart abgehalten.

Das Review-Team bestand aus 12 internationalen Experten aus 11 Nationen und drei IAEO-Mitarbeitern. Das Expertenteam setzte sich dabei aus hochrangigen Behördenvertretern aus Großbritannien, USA, Spanien, Finnland, Korea, Tschechischen Republik, Japan, Niederlande, Schweiz, Frankreich und Kanada zusammen.

Zur Vorbereitung der Mission hatten BMU und UVM BW auf der Basis der 248 Fragen des IAEO-Leitfadens zur Durchführung einer IRRS-Mission, den „IRRS-Guidelines“, eine Selbstbewertung durchgeführt. Aus den daraus abgeleiteten Verbesserungsmaßnahmen haben sowohl das BMU als auch das UVM BW Aktionspläne erstellt. Die Aktionen umfassten unter anderem die Bereiche Personal und Wissensmanagement, Öffentlichkeitsarbeit, Weiterentwicklung der Aufsicht, Aktualisierung von kerntechnischen Regeln, nationaler und internationaler Erfahrungsaustausch sowie Weiterentwicklung der behördlichen Managementsysteme.

Entsprechend den Maßgaben der IRRS-Guidelines wurden Mitte Juni 2008 die erforderlichen Unterlagen, das „Advance Reference Material“, an die IAEO übersandt. Diese beinhalteten neben grundlegenden Informationen für das Review-Team auch einen umfassenden Bericht über die Selbstbewertung von BMU und UVM BW - einschließlich der Antworten auf den IRRS-Fragenkatalog und der Aktionspläne. Zusätzlich wurden mit dem „Advance Reference Material“ eine Vielzahl ergänzender Unterlagen wie z. B. eine Zusammenstellung der relevanten Gesetze und Regelwerke und Unterlagen zur Organisation und Arbeitsweise der Behörden übergeben. Mit diesen Unterlagen stand den internationalen Experten zur Vorbereitung der Mission ein umfangreiches Kompendium über das deutsche System der atomrechtlichen Überwachung zur Verfügung.

Während der Mission selbst führten die internationalen Reviewer Gespräche mit den nationalen Counterparts und weiteren Behördenmitarbeitern. Die einzelnen Themenbereiche (Module) wurden von jeweils zwei Experten des Review-Teams behandelt. Die Reviewer führten Gespräche mit den für das jeweilige Thema benannten Counterparts des BMU und des UVM BW sowie mit weiteren Fachleuten der Behörde und Vertretern der Gutachter und des Betreibers. Als Ergebnis der Überprüfung zeigte das Reviewteam Verbesserungsmöglichkeiten auf und gab entsprechende Empfehlungen und Hinweise. Sie stellten darüber hinaus Punkte fest, die im internationalen Vergleich eine „gute Praxis“ (good practice) darstellen.

Der Bericht des Review-Teams war dem BMU und dem UVM BW von Seiten der IAEO am 28. November 2008 übergeben worden. Der vollständige Bericht ist auf den Webseiten des BMU (www.bmu.bund.de) und des UVM BW (www.uvm.baden-wuerttemberg.de) veröffentlicht. Im Ergebnis der IRRS-Mission bescheinigte die IAEO der deutschen Kernenergieüberwachung die Einhaltung hoher internationaler Standards. In seinem Bericht hat das Review-Team 13 Empfehlungen (recommendations) und 34 Hinweise (suggestions) ausgesprochen, die aufzeigen sollen, wie sich BMU und UVM BW weiter verbessern können. Das Team bewertete außerdem einige Vorgehensweisen als international herausragend und hat diese Praktiken als beispielgebend ausgewiesen (4 good practices).

Dazu zählen u. a. der KTA-Regelwerksprozess wie auch der vom UVM BW eingeschlagene Weg, menschliche und organisatorische Aspekte systematisch in die Überwachungstätigkeit mit einzubeziehen (MTO-Ansatz).

Das BMU und UVM BW haben anhand der Ergebnisse der IRRS-Mission ihre Aktionspläne überarbeitet und Verbesserungsmaßnahmen zur Umsetzung der Empfehlungen und Hinweisen festgelegt. Die Folgemission (Follow-up-Mission), bei der BMU und UVM BW den Reviewern vorstellen werden, welche Maßnahmen ergriffen wurden, wird zurzeit vorbereitet. Ziel ist es, bis zur Follow-up-Mission möglichst viele Maßnahmen umzusetzen.

Das Instrument der IRRS-Missionen wird von deutscher Seite insgesamt als ein Instrument zum gegenseitigen Lernen und zur Verbesserung der eigenen Aufgabenwahrnehmung gesehen. Deutschland wird auch weiterhin aktiv dazu beitragen, dieses Instrument anzuwenden und international weiterzuentwickeln.

8 (2) Aufgabentrennung bei Überwachung und Nutzung der Kernenergie

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

Die Bundesregierung hat deshalb diese Frage aufgegriffen und stellt die Ergebnisse im Folgenden ausführlich dar. Zusammenfassend wird bestätigt, dass Institutionen, die sich im Sinne des Artikels 8 (2) mit der Förderung oder Nutzung von Kernenergie befassen und Institutionen, die für die Genehmigung und Aufsicht über Kernkraftwerke zuständig sind, in Deutschland die notwendige rechtliche und organisatorische Trennung aufweisen.

Anforderungen des Übereinkommens

Artikel 8 (2) des Übereinkommens enthält eine Schutzvorschrift, die die organisatorisch-strukturelle Trennung der Genehmigungs- und Aufsichtstätigkeit des Staates von dessen Förderungstätigkeit fordert. Die für die staatliche Organisation der Aufgabenwahrnehmung hieraus erwachsenen Konsequenzen lassen sich mit Blick auf den Zweck der Regelung sowie die Tatsache bestimmen, dass der Trennungsgrundsatz aufgrund der in den Vertragsstaaten zum Teil sehr unterschiedlich ausgestalteten nationalen Rechtssysteme offen formuliert ist. Der Trennungsgrundsatz wurde auch in Artikel 5 Absatz 2 der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen [1F-1.25] verankert.

Das Übereinkommen über nukleare Sicherheit dient der Wahrung und Entwicklung des Sicherheitsniveaus von Kernanlagen.

In diesem Zusammenhang soll die durch Artikel 8 (2) des Übereinkommens geforderte wirksame Trennung eine von Förderungsinteressen unbeeinflusste Überwachung von Kernanlagen gewährleisten.

Die angesprochene Tätigkeit der Genehmigung und Aufsicht durch staatliche Stellen nimmt notwendig hoheitliche Befugnisse gegenüber den Betreibern in Anspruch. In einem demokratischen Rechtsstaat wie der Bundesrepublik Deutschland, bedarf die Ausübung staatlicher Gewalt der Legitimation durch den Souverän, d. h. das Volk. Entsprechend den aus Artikel 20 Absatz 2 des Grundgesetzes (GG) [1A-1] folgenden verfassungsrechtlichen Vorgaben wird diese Legitimation durch die Letztverantwortlichkeit der jeweiligen politischen Entscheidungsträger vermittelt.

Verwirklichung in Deutschland

In rechtlicher Hinsicht ist darauf hinzuweisen, dass die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowohl auf Bundes- als auch auf Landesebene staatliche Verwaltungsstellen sind. Von Verfassung wegen sind diese Stellen dazu verpflichtet, nach Recht und Gesetz zu handeln (Artikel 20 Absatz 3 GG). Dabei steht die Verpflichtung aus dem Atomgesetz, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage im kerntechnischen Bereich zu gewährleisten, im Vordergrund.

In organisatorischer Hinsicht ist zwischen der auf Länderebene angesiedelten Tätigkeit der zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie der dem Bund zustehenden Aufsichts- und Weisungsrechte zu unterscheiden.

Auf der Ebene der Länder wird dem Trennungsgrundsatz des Artikels 8 (2) des Übereinkommens auf Grund der in den Ländern verwirklichten organisatorischen Vorkehrungen Rechnung getragen. Die wirksame Trennung der für den Bereich der atomrechtlichen Aufsicht und Genehmigung zuständigen Stellen von denjenigen, die im Rahmen der allgemeinen Energiepolitik bzw. Energiewirtschaftsförderung auch mit der Nutzung der Kernenergie befasst sind, wird dadurch gewährleistet, dass für die Aufgaben jeweils unterschiedliche Ministerien bzw. innerhalb eines Ministeriums jeweils unterschiedliche und selbständige Organisationseinheiten zuständig und verantwortlich sind.

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

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

Die Entwicklungen neuer Reaktorbaulinien und neuer sicherheitstechnischer Lösungen werden durch das BMU verfolgt, um daraus wichtige Erkenntnisse zur Sicherheit der in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke abzuleiten.

Gegenüber den genannten staatlichen Stellen sind die Betreiber von Kernkraftwerken, als Nutzer und gegebenenfalls Förderer der Kernenergie, privatrechtliche Wirtschaftsunternehmen. Diese sind entweder selbst Stromversorgungsunternehmen oder haben überwiegend Gesellschafter aus den Reihen der deutschen Stromversorgungsunternehmen.

Diese Gesellschafter sind ihrerseits privatrechtlich organisierte Unternehmen; in der Regel Aktiengesellschaften (→ Artikel 11 (1)) ohne Einfluss auf das sicherheitsgerichtete Handeln der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden.

Die staatliche Organisation in Deutschland erfüllt die Anforderungen von Artikel 8 Absatz 2 des Übereinkommens.

Artikel 8: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Die Personalsituation bei der staatlichen Stelle ist weiterhin verbesserungswürdig.

In einigen atomrechtlichen Behörden ist es gelungen, Personalausstattung und Kompetenz zu erhalten bzw. teilweise zu steigern. Der Verlust der Kompetenz langjährig erfahrener Fachkräfte durch deren altersbedingtes Ausscheiden ist aber fortgeschritten. Insbesondere beim Bund konnte dieser Verlust nicht kompensiert werden, da gleichzeitig Stellenkürzungen zugenommen haben und es sich als besonders schwierig erwiesen hat, erfahrenes Personal zu gewinnen.

Die staatliche Stelle zieht weiterhin technische Sachverständigenorganisationen wie die GRS oder die TÜVs hinzu. Die Sachverständigenorganisationen haben Programme aufgestellt, mit denen die von ihnen benötigte Personalausstattung und Kompetenz auf längere Sicht gesichert ist.

Eine IRRS-Mission ist im Jahr 2008 durchgeführt worden. Der im Vorfeld durchgeführte Selbstbewertungsprozess und die Ergebnisse der Mission selbst werden insgesamt positiv bewertet. Verbesserungsmaßnahmen wurden eingeleitet. Die Durchführung einer Follow-up-Mission ist vorgesehen.

Artikel 8: Zukünftige Aktivitäten

Die Effektivität der staatlichen Stelle in Deutschland soll unter Berücksichtigung der Empfehlungen und Hinweise des IRRS-Review-Teams auf der Grundlage der bestehenden Zuständigkeiten von Bund und Ländern weiterentwickelt und optimiert werden. Die Personalsituation soll - soweit erforderlich - verbessert werden. Die zuständigen Behörden des Bundes und der Länder arbeiten hierbei zusammen.

BMU und UVM BW werden die zu den vom Review-Team ausgesprochenen Empfehlungen und Hinweisen getroffenen Maßnahmen bei der IRRS-Follow-up-Mission vorstellen.

Das Managementsystem der atomrechtlichen Behörden wird unter Berücksichtigung einschlägiger IAEO Standards weiterentwickelt und um Prozesse der Zusammenarbeit zwischen Bund und Ländern ergänzt.

9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers

ARTICLE 9 RESPONSIBILITY OF THE LICENCE HOLDER

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

Artikel 9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers

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

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

Nach Artikel 6 Absatz 1 der Richtlinie 2009/71/EURATOM haben die Mitgliedstaaten sicherzustellen, dass die Verantwortung für die nukleare Sicherheit einer kerntechnischen Anlage in erster Linie dem Genehmigungsinhaber obliegt.

Den Regelungen des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] zu Genehmigung und Aufsicht liegt das Prinzip der Verantwortung des Genehmigungsinhabers zugrunde. Die Genehmigung für Errichtung und Betrieb wird nach § 7 AtG nur erteilt, wenn der Antragsteller nachweist, dass er die erforderlichen technischen und organisatorischen Vorkehrungen für einen sicheren Betrieb getroffen hat. Während des Betriebes obliegt es dem Betreiber, seiner Verantwortung für die Sicherheit ständig nachzukommen. Dies wird von den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden überprüft und sichergestellt, denen die Mittel der §§ 17 und 19 AtG zu Gebote stehen (→ Artikel 7 (2iv) und (2iii)).

In § 7 AtG ist darüber hinaus festgelegt, dass die Genehmigung für Errichtung und Betrieb einer Anlage nur dann erteilt werden darf, wenn u. a. keine Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Antragstellers und der verantwortlichen Personen bestehen sowie diese Personen die erforderliche Fachkunde besitzen.

Der Genehmigungsinhaber ist gemäß der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) [1A-8] „Strahlenschutzverantwortlicher“ (§ 31 StrlSchV). Bei Kapitalgesellschaften werden die Aufgaben des Strahlenschutzverantwortlichen von einer zur Vertretung der Betreiber-gesellschaft berechtigten Person wahrgenommen. Die Stellung und die Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen werden in den §§ 32 und 33 ausgeführt. Zu den Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen gehört, Schutzmaßnahmen unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik zum Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung zu treffen. Die Pflichten umfassen u. a. geeignete Anlagen und Ausrüstungen bereitzustellen sowie für die geeignete Regelung des Betriebsablaufs mit ausreichendem und geeignetem Personal und für den Schutz vor sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignissen zu sorgen.

Für die Gewährleistung des Strahlenschutzes beim Betrieb der Kernanlagen setzt der Strahlenschutzverantwortliche für die Leitung oder Beaufsichtigung o.g. Tätigkeiten die erforderliche Anzahl von Strahlenschutzbeauftragten ein. Der Strahlenschutzverantwortliche bleibt auch dann verantwortlich, wenn er Strahlenschutzbeauftragte bestellt hat.

Des Weiteren fordert die Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] die Bestellung eines kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten.

Die Rechte und Pflichten des kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten sind in § 4 der Verordnung rechtlich verbindlich geregelt. Zu den Aufgaben gehören u. a. die Auswertung und Umsetzung von Betriebserfahrungen sowie die Meldung von meldepflichtigen Ereignissen (→ Artikel 19 (vi, vii)). Weitere Verantwortlichkeiten sind in den Fachkunderichtlinien [3-2] und [3-27] geregelt.

Nach der Richtlinie [3-2] trägt der Leiter der Anlage die Verantwortung für den sichereren Betrieb der gesamten Anlage, insbesondere für die Einhaltung der Bestimmungen des Atomrechts und der Genehmigungen. Er ist weisungsbefugt gegenüber den Fach- oder Teilbereichsleitern.

Die Fach- oder Teilbereichsleiter tragen für ihren technischen Bereich die Verantwortung und sind weisungsbefugt gegenüber den Mitarbeitern.

Das verantwortliche Schichtpersonal aus Schichtleitern, Schichtleitervertretern und Reaktorfahrern hat die Aufgabe, im Rahmen der bestehenden Betriebsanweisungen und des vorgesehenen Fahrplanes bei bestimmungsgemäßem Betrieb die Anlage zu bedienen und bei Störfällen entsprechend zu handeln ("unmittelbarer Betriebsablauf"). Dies umfasst auch die notwendigen Maßnahmen bei Alarmen und Notstandssituationen.

Neben dem oben erwähnten Personenkreis werden die Aufgaben des Ausbildungsleiters, des Leiters der Qualitätssicherungsüberwachung und des Objektsicherungsbeauftragten in der Richtlinie [3-2] festgelegt.

Beim Einsatz von Fremdpersonal hat der Antragsteller sicherzustellen, dass die notwendigen Kenntnisse entsprechend [3-27], erforderlichenfalls durch den Einsatz von Betreuern, gewährleistet sind. Dies gilt auch für den Fall, dass die Kenntnisvermittlung durch die Fremdfirma erfolgt. Ein entsprechender Nachweis ist der Aufsichtsbehörde auf Verlangen vorzulegen.

Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber

Alle deutschen kernkraftbetreibenden Unternehmen haben sich in übergeordneten Unterlagen wie Managementgrundsätzen oder Unternehmensleitlinien zum Vorrang der Sicherheit der Kernkraftwerke vor sonstigen Unternehmenszielen bekannt. Diese Dokumente beinhalten für die gesamten Unternehmen verbindliche Zielsetzungen. Beispiele für die unternehmensspezifischen Zielsetzungen sind folgende:

- Die Sicherheit der Kernkraftwerke hat höchste Priorität. Sie basiert auf einer ausgereiften Technik, geeigneten organisatorischen Vorgaben und qualifiziertem Personal.
- Sicherheitsrelevante Abläufe werden kritisch hinterfragt, überwacht und weiterentwickelt.
- Alle Handlungen/Tätigkeiten/Maßnahmen sind vom notwendigen Sicherheitsbewusstsein geprägt.
- Das erreichte technische Sicherheitsniveau und der genehmigungsgerechte Zustand der Anlagen werden durch geeignete Überwachungs- und Instandhaltungskonzepte und Anlagenänderungen erhalten und weiterentwickelt.
- Die Stromerzeugung erfolgt umweltverträglich.
- Der zeitnahe und umfassende Erfahrungsaustausch über sicherheitsrelevante Ereignisse oder Erkenntnisse hat große Bedeutung für die deutschen Kernkraftwerke.

Verantwortlich für den sicheren Betrieb eines deutschen Kernkraftwerkes ist der Leiter der Anlage. Er ist insbesondere verantwortlich für die Einhaltung der Bestimmungen des Atomrechts und der atomrechtlichen Genehmigung sowie für die Zusammenarbeit aller Fachbereiche. Der Leiter der Anlage ist gegenüber den Fach- oder Teilbereichsleitern weisungs-

befugt. Darüber hinaus wachen verschiedene, gesetzlich vorgeschriebene, von der Hierarchie in der Anlage unabhängige Funktionsträger anlagenintern über den sicheren Betrieb.

Die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke sind Mitglied der VGB PowerTech e. V. (VGB), einer technisch/regelsetzenden Vereinigung deutscher und europäischer Kraftwerksbetreiber, unter deren Dach unter anderem Forschungs- und Entwicklungsarbeiten im Bereich „Kernkraftwerke“ gemeinsam vorangetrieben werden. Auch die Entwicklung von Konzepten, Aktivitäten zur Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie der betreiberübergreifende Erfahrungsaustausch werden in der Regel über die VGB organisiert. Beispiele für die gemeinsame Konzeptentwicklung sind folgende VGB-Dokumente: „Leitfaden zur Sicherheitskultur in deutschen Kernkraftwerken“, Rahmenpapier „Sicherheitskultur in deutschen Kernkraftwerken - Konzept zur Bewertung und Trendverfolgung“ und das „Konzept zur Optimierung des Sicherheitsmanagementsystems“ sowie die gemeinsam beauftragte Entwicklung eines Systems zur ganzheitlichen Ereignisanalyse unter Berücksichtigung menschlicher Fehlhandlungen und organisatorischer Optimierungsmöglichkeiten.

Eine internationale Überprüfung der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke wird durch die Betreiber mittels WANO-Peer-Reviews durchgeführt.

Das Review Team setzt sich dabei aus hochqualifizierten Experten anderer WANO-Mitgliedern aus der ganzen Welt zusammen. In der Überprüfung werden sowohl Stärken festgestellt, die nützlich für andere Kraftwerke sein könnten, als auch Schwachstellen identifiziert, durch deren Verbesserung die Sicherheit und Zuverlässigkeit des Kraftwerks verbessert werden. Das Betriebsverhalten eines Kraftwerkes wird im Allgemeinen auf folgenden Gebieten untersucht:

- Organisation und Administration,
 - Arbeitsabläufe,
 - Instandhaltung,
 - Technische Betreuung,
 - Strahlenschutz und
 - Betriebserfahrung.
- Bereichsübergreifende Themen sind z. B.

- Sicherheitskultur,
- Menschliches Verhalten,
- Selbsteinschätzung,
- Arbeitssicherheit,
- Kraftwerksstatus und Kontrolle der Ausstattung und
- Management der Arbeitsabläufe.

Eine Übersicht zu den WANO-Peer-Reviews für die deutschen Kernkraftwerke befindet sich in Artikel 14 (ii).

Die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke führen in Anlehnung an die WANO-Peer-Reviews „Nationale Peer-Reviews“ durch. Ziel dieser Initiative ist es, analog zu WANO-Peer-Reviews, repräsentative Aussagen über die Qualität der administrativen/operativen Betriebsführung in den Kernkraftwerken zu erhalten und ggf. Optimierungen vorzunehmen. Dreizehn repräsentative Prozesse (Betrieb, Instandhaltung, Strahlenschutz/Chemie, Erfahrungsauswertung, Fachkunde, Technik/Auftragswesen, BE-Handhabung, Brandschutz, Qualitätssicherungsüberwachung, Notfallschutz, Änderungsverfahren, Beschaffung, Sicherheitsmanagementsystem) wurden für diese Reviews ausgewählt, die periodisch in ca. drei Review-Tagen durch Experten anderer deutscher Anlagen überprüft werden. Im Durchschnitt wird in jedem deutschen Kernkraftwerk jährlich ein Nationales Peer-Review durchgeführt. Eine Übersicht zu den Nationalen Peer-Reviews für die deutschen Kernkraftwerke

befindet sich in Artikel 14 (ii).

Behördliche Überprüfung

Für die deutschen Kernkraftwerke sind die Organisationspläne sowie die verantwortlichen Personen und deren Verantwortungsbereich in der Personellen Betriebsorganisation (PBO) dokumentiert. Die PBO ist Teil der Sicherheitsspezifikation (→ Artikel 19 (ii)) und Genehmigungsunterlage. Bei der Genehmigung der Anlage wird von der Genehmigungsbehörde überprüft, ob die Verantwortlichkeiten in geeigneter Weise festgelegt sind. Änderungen im Organisationsplan oder von verantwortlichen Personen werden der Behörde vom Betreiber mitgeteilt. Änderungen der PBO bedürfen entweder der Genehmigung durch die Genehmigungsbehörde oder der Zustimmung der Aufsichtsbehörde.

Neben der erforderlichen Fachkunde (→ Artikel 11 (2)) überprüfen die Aufsichts- und Genehmigungsbehörden die Zuverlässigkeit bei den verantwortlichen Personen des Betreibers und bei allen in sicherheitsrelevanten Bereichen tätigen Personen. Zur Bewertung der Zuverlässigkeit werden u. a. die Erkenntnisse der Polizeibehörden abgefragt. Die Personen dürfen erst dann tätig werden, wenn die Aufsichtsbehörde keine Bedenken gegen ihre Zuverlässigkeit hat [1A-19].

Darüber hinaus überprüft die atomrechtliche Behörde auch die Zuverlässigkeit des Antragstellers bzw. Genehmigungsinhabers (eines Unternehmens), bzw. der ihn vertretenden Personen (z. B. die Vorstände oder Geschäftsführer).

Die Aufsichtsbehörde führt Gespräche mit den Vorständen bzw. Geschäftsführern des Genehmigungsinhabers, um zu überprüfen, wie die Verantwortlichen auf Betreiberseite ihrer Verantwortung für die kerntechnische Sicherheit gerecht werden. Hierbei können übergeordnete Fragen der Sicherheit und das Verhältnis von Aufsichtsbehörde und Betreiber thematisiert werden, wobei die Aufsichtsbehörde darauf achtet, dass die primäre Verantwortung des Betreibers für den sicheren Betrieb nicht beeinträchtigt wird.

Insgesamt betrachtet die Aufsichtsbehörde alle ihre aufsichtlichen Tätigkeiten als unabhängige Überprüfung inwieweit der Genehmigungsinhaber seiner Verantwortung für die nukleare Sicherheit der Anlage nachkommt.

Genehmigungsinhaber bei Errichtung der Anlagen

Im Rahmen der vierten Überprüfungskonferenz war Deutschland gebeten worden, im Bericht zur fünften Überprüfungskonferenz darzustellen, welche Regelungen zur Verantwortlichkeit im Rahmen der Errichtung der Anlagen bestanden hatten.

Der Errichtungsprozess der Kernkraftwerke erfolgte stufenweise auf Grundlage sogenannter Teilerrichtungsgenehmigungen.

So wurden in der 1. Teilerrichtungsgenehmigung z. B. der Standort, das sicherheitstechnische Konzept und die Errichtung der wesentlichen Bauwerke genehmigt.

Weitere Genehmigungsstufen waren

- die Errichtung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten der Maschinen- und Elektrotechnik,
- die Handhabung und Lagerung von Brennelementen sowie die Beladung des Reaktors mit Brennelementen einschließlich der vorbetrieblichen Prüfungen,
- die abschließende Errichtung, die nukleare Inbetriebnahme und der Betrieb der Anlage.

Für den Errichtungsprozess, die nukleare Inbetriebnahme und den Betrieb wurden die Teilerrichtungs- bzw. Betriebsgenehmigungen im Allgemeinen den Antragstellern erteilt. Für die Errichtung und nukleare Inbetriebnahme waren das in vielen Fällen der Eigentümer, der Errichter der Anlage und die künftige Betreiberorganisation.

Bis zur nuklearen Inbetriebnahme waren für die Leitung und Beaufsichtigung der Errichtung somit meist mehrere Personen verantwortlich. Die Errichtung selbst erfolgte unter der Verantwortung des Anlagenherstellers als Generalunternehmer, der hierfür am Standort den verantwortlichen Bauleiter stellte.

Die nukleare Inbetriebnahme und der Probetrieb wurden ebenfalls unter der Verantwortung des Errichters der Anlage durchgeführt.

Mit Abnahme der Anlage durch den Betreiber ging die Verantwortung in der Regel auf die Betreiberorganisation über. In einigen Anlagen war jedoch der Errichter der Anlage für den Betrieb bis zum ersten Brennelementwechsel verantwortlich.

Nach Übergabe der Verantwortung der Betriebsführung an die Betreiberorganisation erlosch im Allgemeinen die Genehmigung für den Errichter der Anlage.

Eigentümer und Genehmigungsinhaber der Betriebsgenehmigung sind in einigen Anlagen neben der betriebsführenden Organisation auch weitere Energieversorgungsunternehmen.

In einem Teil der Anlagen wurden von den beteiligten Energieversorgungsunternehmen eigene betriebsführende Firmen gegründet, die dann als Genehmigungsinhaber fungieren.

Die atomrechtliche Verantwortung für den Betrieb der Anlagen wird durch das atomrechtlich verantwortliche Personal in den Anlagen sowie einen zuständigen technischen Geschäftsführer wahrgenommen.

Artikel 9: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Die bestehenden Regelungen und Abläufe haben sich bewährt, so dass außer Detailoptimierungen keine Veränderungen erforderlich waren.

Artikel 9: Zukünftige Aktivitäten

Artikel 6 Absatz 1 der Richtlinie 2009/71/Euratom der Europäischen Union vom 25. Juni 2009 [1F-1.25] über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen verpflichtet die EU-Mitgliedstaaten sicherzustellen, dass „die Verantwortung für die nukleare Sicherheit einer kerntechnischen Anlage in erster Linie dem Genehmigungs-inhaber obliegt. Diese Verantwortung kann nicht delegiert werden.“

Die Richtlinie 2009/71/Euratom ist von den EU-Mitgliedstaaten bis zum 22. Juli 2011 umzusetzen. Die Inhalte der Richtlinie sind noch nicht vollständig in den relevanten Rechts- und Verwaltungsvorschriften des Bundes und der Länder umgesetzt. Die Bundesregierung prüft in Zusammenarbeit mit den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder in welchem Umfang der Gesetzes-, Vollzugs- und Organisationsrahmen auf Bundesebene oder bei den Ländern zu ändern ist.

10 Vorrang der Sicherheit

ARTICLE 10 PRIORITY TO SAFETY

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

Artikel 10 Vorrang der Sicherheit

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

Gesetzliche und regulatorische Vorgaben

Das Atomgesetz (AtG) [1A-3] legt in § 1 Nr. 2 als eine seiner Zweckbestimmungen fest, „Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu schützen und durch Kernenergie oder ionisierende Strahlen verursachte Schäden auszugleichen“.

Der Grundsatz des Vorrangs der Sicherheit wird im Artikel 5 Absatz 3 Satz 1 (für Behörden) und im Artikel 6 Absatz 4 (für Genehmigungsinhaber) der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen [1F-1.25] aufgegriffen.

Die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit ist eine zentrale Aufgabe des Atomgesetzes. Der übergeordneten Zweckbestimmung dienen die Vorschriften des Atomgesetzes zur Genehmigung von Kernkraftwerken und zur Aufsicht während des Betriebes (→ Artikel 7). Insbesondere ist in § 17 AtG festgehalten, dass die Behörde nachträgliche Auflagen erlassen kann, wenn es zur Erreichung dieses Schutzzweckes erforderlich ist. Um eine erhebliche Gefährdung der Bevölkerung abzuwenden, kann die Behörde die Genehmigung erforderlichenfalls auch widerrufen.

Gemäß § 33 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) [1A-8] ist es übergeordnete Pflicht des Strahlenschutzverantwortlichen und des Strahlenschutzbeauftragten, für den Schutz des Menschen und der Umwelt vor den schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung zu sorgen (→ Artikel 7, 9, 15).

Aus diesem System des Atomgesetzes und der Strahlenschutzverordnung folgt, dass der Betreiber, der in erster Linie die Verantwortung für die Sicherheit der Kernanlage trägt, die Genehmigung für Errichtung und Betrieb eines Kernkraftwerkes nur erhalten und dauerhaft nur halten kann, wenn er der Sicherheit den gebotenen Vorrang einräumt.

Mit der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 11. Juni 2001 hatten diese erklärt, dass das im internationalen Vergleich hohe Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke auch während der vereinbarten Restlaufzeiten weiterhin aufrecht erhalten wird.

Insbesondere war festgehalten worden, dass

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

Die Einführung eines Sicherheitsmanagementsystems und die Anforderungen hierfür sind Gegenstand des im Juni 2004 vom Bundesumweltministerium veröffentlichten Grundlagen-

papiers [3-81]. Die Inhalte dieser Regelung decken die Anforderungen des IAEA Safety Standards GS-R-3 im Wesentlichen ab.

In dem Grundlagenpapier wird der Vorrang der Sicherheit ausdrücklich als Teil der Unternehmenspolitik gefordert. Die Umsetzung des dort beschriebenen Managementsystems gewährleistet die notwendigen Vorgehensweisen zur Erreichung dieses Unternehmensziels. Das Managementsystem dient daneben wesentlich zur Stärkung der Sicherheitskultur.

Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber

Sicherheitspolitik

Alle deutschen kernkraftbetreibenden Unternehmen haben sich in Managementgrundsätzen oder Unternehmensrichtlinien zum Vorrang der Sicherheit der Kernkraftwerke vor sonstigen Unternehmenszielen bekannt (→ Artikel 9).

Zur Umsetzung dieser Grundsätze wurden sowohl das jeweilige Managementsystem als auch Maßnahmen zum sicherheitsgerichteten Verhalten des Personals, Stichwort „Sicherheitskultur“, kontinuierlich weiterentwickelt.

Sicherheitsmanagement

Die deutschen Betreiber haben Mitte 2008 den „VGB-Leitfaden zum Sicherheitsmanagement“ vorgelegt. Er baut auf dem „Konzept zur Optimierung des Sicherheitsmanagement-Systems“ auf. Der Leitfaden ergänzt und konkretisiert das Konzept von 1999/2002 hinsichtlich der Verbesserung des Sicherheitsniveaus in den deutschen Kernkraftwerken, der Beschreibung der Grundsätze und Ziele eines Sicherheitsmanagement-Systems (SMS), und der Anforderungen, die sich an ein SMS zur Gewährleistung einer hohen Sicherheit ergeben. Er berücksichtigt die nationalen und internationalen Entwicklungen und Erkenntnisse der letzten Jahre auf dem Gebiet der Managementsysteme und ist deshalb eine Grundlage der deutschen Kernkraftwerke für die weitere Entwicklung ihrer Managementsysteme.

Behördliche Überprüfung

Der Vorrang der Sicherheit ist Grundprinzip auch für die Arbeit der atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern. In den Aufgabenbeschreibungen der Aufsichts- und Genehmigungsbehörden ist dieses Prinzip umgesetzt und wird in der Aufsichtspraxis konkretisiert.

Im Rahmen der Genehmigung eines Kernkraftwerks und im Rahmen der Aufsicht beim Betrieb überprüft die Behörde, welche Vorkehrungen der Antragsteller trifft, um seiner Verantwortung für den sicheren Betrieb der Anlage nachzukommen (→ Artikel 9) und der Sicherheit Vorrang zu geben.

Die Aufsicht durch die Länder erfolgt systematisch gegliedert nach verschiedenen Aufsichtsgebieten (z. B. Instandhaltung, wiederkehrende Prüfungen, Strahlenschutz). Die regelmäßige Auswertung der Erkenntnisse aus dem Aufsichtsverfahren erlaubt es den Ländern, ihre Aufsicht z. B. durch zusätzliche Prüfungen bei auftretenden Befunden so zu steuern, dass sicherheitsrelevante Fragen mit der angemessenen Aufmerksamkeit verfolgt werden.

In Gesprächen mit dem Führungspersonal des Genehmigungsinhabers überzeugt sich die Aufsichtsbehörde davon, ob der Sicherheit für den Betrieb der Anlagen auf strategischer Ebene Vorrang eingeräumt wird.

Die Aussagen und das Verhalten des Führungspersonals der Betreiberseite (Geschäftsführung) sind hierbei von besonderer Bedeutung.

Über das sicherheitsgerichtete Verhalten des Betriebspersonals der Betreiberseite erhalten die Aufsichtsbehörden Informationen, z. B. durch ihre umfangreichen Kontrollen bei Inspektionen vor Ort und aus der Auswertung von meldepflichtigen und sonstigen Vorkommnissen (→ Artikel 19 (vii)).

Bei der aufsichtlichen Begleitung der Einführung und Anwendung der Managementsysteme der Betreiber überprüfen die Aufsichtsbehörden u. a., ob und wie der Vorrang der Sicherheit in den Grundsätzen des Managementsystems verankert ist. Einige Landesbehörden prüfen darüber hinaus auch die Wirksamkeit des Managementsystems. Neben den Grundsätzen stehen diejenigen Prozesse, in denen der Vorrang der Sicherheit besonders deutlich zutage tritt (z. B. Unternehmensziele, Management-Review), im Fokus der Aufsicht.

Das Sicherheitskulturbewertungssystem (VGB-SBS) ist ein Instrument der Selbstüberprüfung des Betreibers. Das Bewertungssystem der Sicherheitskultur (VGB-SBS) ist ein Element des Sicherheitskulturprogramms und dient nach Angaben der Anwender auch der Überprüfung der Wirksamkeit des Managementsystems. Die Aufsichtsbehörden der Länder haben sich über die Methode und das Vorgehen der Betreiber informiert. Über die Durchführung und wesentlichen Ergebnisse des VGB-SBS werden die Aufsichtsbehörden informiert.

Darüber hinaus nutzen einige Aufsichtsbehörden der Länder Indikatoren, um sich ein Bild von der Sicherheitsleistung des Betreibers zu machen und ihre Aktivitäten darauf auszurichten. Diese Safety Performance-Indikatoren werden zum Teil von den Genehmigungsinhabern oder vom Gutachter erhoben und den Behörden gemeldet. Der andere Teil der Indikatoren wird von diesen Behörden selbst erhoben. Beispielsweise wird von der Atomaufsichtsbehörde des Landes Baden-Württemberg ein Indikatorensatz von derzeit etwa 70 Safety-Performance-Indikatoren angewendet. Die Auswertungen dieser wie auch weiterer Indikatoren werden zusammen mit anderen Erkenntnissen aus der Aufsicht mit dem Betreiber besprochen und so zu einer Bewertung des Sicherheitsmanagements des Betreibers herangezogen.

Generell zielt die Nutzung dieser Indikatoren darauf ab, im Sinne eines Frühwarnsystems Veränderungen möglichst frühzeitig zu signalisieren. Die Ursachen solcher Veränderungen können gewöhnlich nicht von den Indikatoren selbst abgeleitet werden.

Hierfür ist es erforderlich, die Ursache für die Veränderungen in Gesprächen mit den Betreibern oder durch detaillierte Analysen zu ergründen.

Interne Maßnahmen der Behörde zum Vorrang der Sicherheit

Die Behörden und ihre Mitarbeiter sind an die Rechtsvorschriften gebunden. Diese haben die klare Aussage: Der Schutz des Menschen und der Umwelt vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen - und damit die Sicherheit der kerntechnischen Anlagen - stehen an oberster Stelle.

Darüber hinaus haben sich die atomrechtlichen Behörden Leitlinien oder Leitbilder gegeben, an denen sie ihr Handeln ausrichten. In diesen ist das Prinzip des Vorrangs der Sicherheit weiter konkretisiert. Die Ziele der atomrechtlichen Behörden haben die Verbesserung der Sicherheit der Kernkraftwerke und die Verbesserung der Überwachung der Sicherheit zum Gegenstand. Der Einsatz der internen Ressourcen und der Umfang der Unterstützung durch Sachverständige orientieren sich an der sicherheitstechnischen Bedeutung der Aufgaben und Fragestellungen.

Artikel 10: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

In den letzten Jahren sind die Managementsysteme der Kernkraftwerke weiterentwickelt worden. Neben der Aufbauorganisation wurde das ablauforganisatorische Vorgehen ergänzend zu bereits existierenden schriftlichen betrieblichen Regelungen prozessorientiert dokumentiert. Indikatorensätze, die den internationalen Standard und die Prozessbewertung berücksichtigen, wurden eingeführt und weiterentwickelt.

Der Erfahrungsaustausch im Rahmen des VGB hat dazu geführt, dass die Genehmigungsinhaber weitgehend bei den Managementsystemen von einem prozessorientierten Ansatz ausgehen. Er erfasst neben den Führungsprozessen auch die sicherheitsrelevanten betrieblichen Prozesse. Dies wurde vom Bundesumweltministerium bereits im Juni 2004 in einem Grundlagenpapier [3-81] gefordert. In der Regel [KTA 1402], die derzeit erarbeitet wird, sollen die Anforderungen an das Managementsystem weiter präzisiert werden.

Mit Hilfe der Ergebnisse von Reviews, Audits und Auswertung von Indikatoren ist die Aufsichtsbehörde in der Lage, die Wirksamkeit des Sicherheitsmanagementsystems für die jeweilige Anlage zu bewerten und die Fortschritte hinsichtlich der Erreichung und der Weiterentwicklung von Sicherheitszielen zu erkennen.

Artikel 10: Zukünftige Aktivitäten

Die Weiterentwicklung und Optimierung des Sicherheitsmanagementsystems auf der Grundlage der Ergebnisse der Wirksamkeitsprüfungen stellen für den Betreiber eine fortlaufende Aufgabe dar. Dieser Prozess wird auch weiterhin im Rahmen des Aufsichtsverfahrens der Länder verfolgt.

Dabei sind folgende Aspekte zu beachten:

- Nachweis und regelmäßige Berichterstattung der Genehmigungsinhaber über die Erfüllung der sich aus dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik ergebenden Anforderungen an die Einführung, Anwendung und Verbesserung ihrer Managementsysteme,
- Methoden und Aussagekraft der von den Genehmigungsinhabern praktizierten Wirksamkeitsprüfung (Ableitung aus den Sicherheitszielen, Indikatoren, unabhängige interne oder externe Überprüfungen (wie zum Beispiel Managementreviews und Audits), systematische Vergleiche mit anderen Anlagen und Betreibern (wie zum Beispiel Peer Reviews, Benchmarking),
- Methoden der regelmäßigen behördlichen Überprüfung der Einrichtung und Anwendung von Managementsystemen, die der nuklearen Sicherheit gebührenden Vorrang einräumen, durch die Genehmigungsinhaber einschließlich der Fragen des Zusammenspiels und möglicher Wechselwirkungen der Wirksamkeitsprüfung durch den Genehmigungsinhaber und die Aufsichtsbehörde. Es soll ein internationaler Vergleich der behördlichen Anforderungen zum Sicherheitsmanagement und der daraus folgenden Maßnahmen innerhalb des Aufsichtsprozesses durchgeführt werden, um sicherzustellen, dass die nationalen Anforderungen dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

Zur Überarbeitung der Regel [KTA 1402] siehe auch Artikel 19.

Die Einführung des prozessorientierten Managementsystems wird in allen Anlagen abgeschlossen.

Artikel 6 Absatz 4 der Richtlinie 2009/71/Euratom der Europäischen Union vom 25. Juni 2009 [1F-1.25] über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen verpflichtet die EU-Mitgliedstaaten sicherzustellen, dass die Genehmigungsinhaber nach dem geltenden nationalen Rahmen verpflichtet sind, Managementsysteme einzurichten und anzuwenden, die der nuklearen Sicherheit gebührenden Vorrang einräumen und die regelmäßig von der zuständigen Regulierungsbehörde überprüft werden.

Die Richtlinie 2009/71/Euratom ist von den EU-Mitgliedstaaten bis zum 22. Juli 2011 umzusetzen. Die Inhalte der Richtlinie sind noch nicht vollständig in den relevanten Rechts- und Verwaltungsvorschriften des Bundes und der Länder umgesetzt. Die Bundesregierung prüft in Zusammenarbeit mit den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder in welchem Umfang der Gesetzes-, Vollzugs- und Organisationsrahmen auf Bundesebene oder bei den Ländern zu ändern ist.

11 Finanzmittel und Personal

ARTICLE 11 FINANCIAL AND HUMAN RESOURCES

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

Artikel 11 Finanzmittel und Personal

- (1) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass angemessene Finanzmittel zur Verfügung stehen, um die Sicherheit jeder Kernanlage während ihrer gesamten Lebensdauer zu unterstützen.
- (2) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass während der gesamten Lebensdauer jeder Kernanlage eine ausreichende Anzahl von qualifiziertem Personal mit entsprechender Ausbildung, Schulung und Wiederholungsschulung für alle sicherheitsbezogenen Tätigkeiten in jeder oder für jede Kernanlage zur Verfügung steht.

11 (1) Finanzmittel

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

Nach § 7 Abs. 2 des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] darf die Genehmigung zur Errichtung, zum Betrieb und zur wesentlichen Änderung eines Kernkraftwerks u. a. nur dann erteilt werden, wenn keine Tatsachen vorliegen, aus denen sich Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Antragstellers ergeben und die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist. Die Genehmigungsvoraussetzung der Zuverlässigkeit umfasst auch die notwendige finanzielle Leistungsfähigkeit und die wirtschaftliche Vertrauenswürdigkeit des Antragstellers. Die Bereitstellung der erforderlichen Ressourcen ist damit Voraussetzung für die Gewährleistung der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden. Die erforderliche Zuverlässigkeit und die Vorsorge gegen Schäden sind ebenso Maßstab für die Aufsicht während des Betriebes (→ Artikel 7 (2iii)). Sind die Genehmigungsvoraussetzungen zu einem späteren Zeitpunkt nicht mehr gegeben, kann die zuständige Behörde gemäß § 17 AtG die Betriebsgenehmigung widerrufen, wenn nicht in angemessener Zeit Abhilfe geschaffen wird.

Gemäß StrlSchV § 33 Absatz 1 Satz 1 [1A-8] gehört es zu den Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen, „insbesondere durch Bereitstellung geeigneter Räume, Ausrüstungen und Geräte, durch geeignete Regelung des Betriebsablaufs und durch Bereitstellung ausreichenden und geeigneten Personals dafür zu sorgen“, dass Vorschriften wie z. B. Genehmigungen einzuhalten sind. Somit leitet sich die Anforderung nach Bereitstellung der erforderlichen Finanzmittel implizit aus den Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen ab.

Um die Folgekosten des Kernkraftwerksbetriebes bezahlen zu können, sind die Betreiber nach Handelsrecht verpflichtet, während des Anlagenbetriebes Rückstellungen für die Stilllegung der Anlagen sowie für die Entsorgung und Endlagerung der radioaktiven Abfälle einschließlich der abgebrannten Brennelemente zu bilden. Zur Deckung des notwendigen Aufwandes für die Erkundung und Errichtung von Anlagen zur Endlagerung radioaktiver Abfälle erhebt das Bundesamt für Strahlenschutz nach der Endlagervorausleistungsverordnung [1A-13] finanzielle Vorausleistungen auf die für die Erkundung und Errichtung abschließend zu entrichtenden Beiträge.

Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber

Die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke in Deutschland werden von privaten Kapitalgesellschaften geführt. Diese Unternehmen sind Tochterunternehmen großer Energieversorger und finanziell stabil. Die Unternehmen haben sich im Rahmen von Managementgrundsätzen und Unternehmensleitlinien zum Erhalt eines hohen Sicherheitsniveaus, zur Durchführung angemessener Nachrüstmaßnahmen und zur Bereitstellung ausreichender finanzieller Ressourcen verpflichtet.

Folgerichtig tätigen die deutschen Betreiber umfangreiche Investitionen, um das Sicherheitsniveau ihrer Kernkraftwerke zu erhalten und weiter auszubauen. In allen Kernkraftwerken sind weitere Modernisierungsmaßnahmen geplant (→ Artikel 14 und 18).

Zur Deckung der Folgekosten des Betriebes der Kernkraftwerke haben die Betreiber Rückstellungen für die Stilllegung und Entsorgung der Anlagen zu bilden, die jährlich aktualisiert werden. Die Bewertung dieser Rückstellungen wird regelmäßig durch unabhängige Wirtschaftsprüfer und die Finanzverwaltung vorgenommen.

Behördliche Überprüfung

Im Rahmen der Genehmigung eines Kernkraftwerks überprüft die Genehmigungsbehörde, ob der Antragsteller aufgrund seiner finanziellen Ausstattung einen sicheren Betrieb erwarten lässt.

Der Wechsel des Betreibers einer genehmigungsbedürftigen Anlage, z. B. bei Veräußerung des Kraftwerks an eine andere Gesellschaft, bedarf grundsätzlich der Genehmigung nach § 7 AtG. Zu den genehmigungspflichtigen Änderungen der Gesellschaftsform gehören auch diejenigen, die Einfluss auf die Finanzmittel des Genehmigungsinhabers haben können. Entsprechende Genehmigungen sind im Rahmen gesellschaftsrechtlicher Veränderungen bei den deutschen Energieversorgungsunternehmen erteilt worden.

Der Betrieb eines Kernkraftwerks unterliegt der laufenden Aufsicht durch die Aufsichtsbehörde. Sollte sich im Rahmen der Aufsicht herausstellen, dass sicherheitstechnisch wichtige Investitionen nicht vorgenommen werden, kann die Behörde Maßnahmen anordnen.

11 (2) Personal und Personalqualifikation

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

Gemäß § 33 StrlSchV umfassen die Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen auch die Forderung nach Bereitstellung ausreichenden und geeigneten Personals (→ Artikel 11(1)).

Die erforderliche Fachkunde der für Errichtung und Betrieb verantwortlichen Personen ist Genehmigungsvoraussetzung nach § 7 AtG und damit auch als Voraussetzung für den Betrieb auf Dauer zu erfüllen. 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. Allen Genehmigungsanträgen für Errichtung, Betrieb oder wesentliche Veränderung sind somit die entsprechenden Nachweise über die Fachkunde der verantwortlichen Personen und die notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen beizufügen [1A-10].

Detailliertere Anforderungen zur Fachkunde des verantwortlichen Personals sind in der Richtlinie [3-2] und zu den fachspezifischen Kenntnissen des sonstigen Personals in der Richtlinie [3-27] festgelegt. Als verantwortliches Personal werden in [3-2] 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.

Die oben erwähnten Richtlinien [3-2] und [3-27] werden ergänzt durch die Richtlinien zur Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals, zum Erhalt der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals und zu der besonderen Fachkunde der verantwortlichen Personen im Strahlenschutz [3-38], [3-39], [3-40], [3-61], [3-65]. Die Richtlinien beschreiben für das technische Personal in Kernkraftwerken die funktionsbezogene Eingangsqualifikation, Aus- und Weiterbildungsanforderungen, die Schulungsdurchführung, den praktischen Erfahrungserwerb sowie die für das verantwortliche Schichtpersonal je nach Zuständigkeit erforderlichen Prüfungen und Lizenzierungen. Schulungen am Simulator sind Teil der von der Richtlinie [3-2] geforderten Ausbildung für Schichtleiter, Schichtleiterstellvertreter und Reaktorfahrer.

Beim Einsatz von Fremdpersonal hat der Antragsteller sicherzustellen, dass die notwendigen Kenntnisse entsprechend der Richtlinie [3-27] und erforderlichenfalls durch den Einsatz von Betreuern gewährleistet sind. Dies gilt auch für den Fall, dass die Kenntnisvermittlung durch die Fremdfirma erfolgt. Ein entsprechender Nachweis ist der Aufsichtsbehörde auf Verlangen vorzulegen.

Methoden zur Festlegung von Kompetenzanforderungen und Trainingserfordernissen

Personalentwicklung

Die in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke verfügen über Betriebspersonal mit langjähriger praktischer Erfahrung im Kernkraftwerksbetrieb. Neben betriebseigenem Personal wird auch Fremdpersonal eingesetzt. Im Durchschnitt sind ca. 350 eigene Mitarbeiter und ca. 150 Fremdfirmenmitarbeiter ganzjährig pro Block tätig. Während des Anlagenstillstandes für Brennelementwechsel und Jahresrevisionen erhöht sich die Anzahl der Fremdfirmenmitarbeiter auf ca. 1000 Mitarbeiter.

Der demografische Wandel und der Generationswechsel in den Kernkraftwerken haben Einfluss auf die Personalstruktur der Kernkraftwerke. Die Abbildung 11-1 zeigt die Altersverteilung des Personals an einem Standort mit Doppelblockanlage und ist vergleichbar mit der Situation an anderen Standorten.

Aufgrund dieser demografischen Belegschaftsentwicklung wird ein vorausschauendes Personalmanagement zur Aufrechterhaltung der Kompetenz und der notwendigen Personalstärke implementiert. Auf der Basis der zu erwartenden Ruhestandseintritte, wie auch statistischer Prognosen, planen die Betreiber in der Regel den Bedarf von Ersatz Einstellungen um bis zu fünf Jahre im Voraus. Die Ersatzplanungen nehmen ebenso Rücksicht auf benötigte Vorlaufzeiten für Schulungen wie auch Know-how-Transfers bei Neueinstellungen.

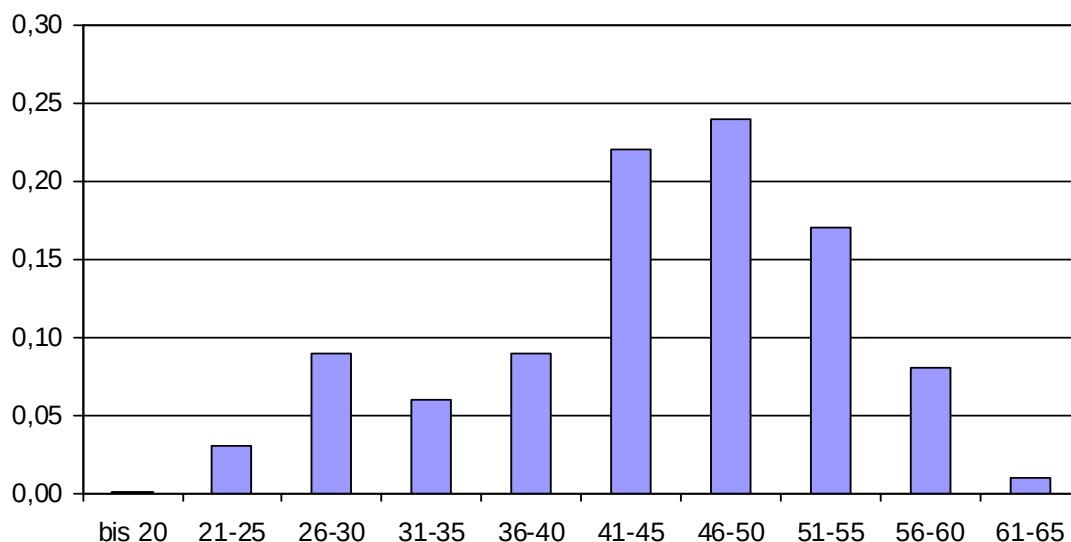


Abbildung 11-1 Altersverteilung des Personals mit technischem Know-How am Standort Biblis

Ein ebenso wichtiges Thema der Personalentwicklung in den Kernkraftwerken ist das Nachfolgemanagement. Dazu gehört u. a. auch, dass durch Potenzialeinschätzung geeignete Nachfolger erkannt und gefördert werden. Freiwerdende Führungspositionen können so zeitgerecht mit den Mitarbeitern besetzt werden, die am besten für diese Position geeignet sind.

Die Vorbereitung auf die Übernahme weiterführender Positionen erfolgt durch entsprechende Schulungen.

Der Kompetenzerhalt für bzw. der Know-how-Transfer innerhalb von Fachpositionen, welche altersbedingt neu besetzt oder verstärkt werden müssen, erfolgt über systematische Schulungsprogramme wie auch einer langjährigen „Paralleleinstellung“. Hierbei begleitet der junge Mitarbeiter, je nach Aufgabenbereich bis zu drei Jahre lang, den erfahrenen Mitarbeiter auf der ihm zugewiesenen Fachposition.

Außerdem wird durch eine intensive Zusammenarbeit der Betreiber mit den Hochschulen und den kerntechnischen Forschungseinrichtungen eine kontinuierliche Nachwuchsförderung betrieben. Zu nennen sind hier die Förderung von kerntechnischen Lehrstühlen, die Finanzierung von Doktoranden sowie Betriebspraktika und Kurse für Studenten.

Personalqualifikation

Das öffentliche Berufsbildungssystem in Deutschland schafft hervorragende Voraussetzungen dafür, dass die Betreiber von Kernkraftwerken Facharbeiter, Meister, Techniker, Ingenieure und Wissenschaftler einstellen können, die im Rahmen ihrer Schul- und Berufsausbildung eine den beruflichen Anforderungen entsprechende technische Grundausbildung mit einer staatlich anerkannten Abschlussprüfung erhalten haben. Zusätzlich zur öffentlichen Berufsausbildung haben die Kraftwerksbetreiber 1970 eine Kraftwerksschule gegründet, um den Anforderungen an das Kraftwerkspersonal Rechnung zu tragen.

Aufgrund der hohen selbst gesteckten Qualitätskriterien der Betreiber an das Personal, investiert der Kraftwerksbetreiber im Schnitt über die Kraftwerksbelegschaft, mehrere Mann-Tage pro Jahr und Mitarbeiter in Schulungen. Aufgrund des hohen Bedarfs an Schulungen besteht für jede Anlage ein eigenes Ausbildungskonzept. Dieses wird in der Regel mit hochqualifizierten und erfahrenen Schichtleitern umgesetzt, welche die Schulungsprogramme zusammenstellen und z. T. auch selber durchführen. Bei Bedarf wird auf Spezialisten innerhalb der Fachabteilungen oder auf externe Spezialisten, z. B. von Hochschulen, Anlagenerbauern oder dem Simulatorzentrum (→ Ausbildung am Simulator), zurückgegriffen. Die Qualität des Ausbildungskonzeptes wird durch die rege Zusammenarbeit mit den Fachabteilungen wie auch dem Simulatorzentrum aufrechterhalten.

Die konkreten Anforderungen an die Qualifikation der Mitarbeiter im Kernkraftwerk, die gemäß Richtlinien [3-2] und [3-27] zum verantwortlichen Personal oder zum sonst tätigen Personal gehören, sind in den Schulungshandbüchern der Kernkraftwerke festgelegt. Des Weiteren sind hier die Maßnahmen zum Erwerb, Erhalt und Nachweis der Fachkunde dokumentiert. So muss z. B. das verantwortliche Schichtpersonal vor dem erstmaligen Tätigwerden eine Fachkundeprüfung ablegen. Die Maßnahmen zur Erfolgskontrolle und Dokumentation der durchgeführten Schulungen sind ebenso Bestandteil des Schulungshandbuches.

Ausbildung am Simulator

Für alle deutschen Kernkraftwerke existieren anlagenspezifische Vollsimitatoren. Das Simulatortraining ist wesentlicher Bestandteil der Programme zum Erhalt der Fachkunde. Das Training wird regelmäßig an neue Erkenntnisse oder Sachverhalte angepasst. In die Schulungen einbezogen werden u. a. auch Methoden zur Stressbewältigung und Kommunikation. Besondere Beachtung wird dem Rückfluss aus den Betriebserfahrungen beigemessen.

Das Simulatorzentrum schult das verantwortliche Betriebspersonal nahezu aller deutschen Kernkraftwerke. Für seinen Betrieb wurden 1987 zwei Gesellschaften gegründet:

- GfS Gesellschaft für Simulatorschulung mbH für die Durchführung der Schulung,
- KSG Kraftwerkssimulator-Gesellschaft mbH für die Bereitstellung der Simulatoren und der sonstigen Infrastruktur.

Das Simulatorzentrum wird jedes Jahr von über 2000 Kursteilnehmern aus 17 Kernkraftwerken besucht. In 500 - 600 Kursen lernen und üben diese an 13 Simulatoren (9 DWR (ein weiterer im Bau), 4 SWR), ihr Kernkraftwerk unter allen denkbaren Betriebsbedingungen zu bedienen und zu verstehen. Damit ist das Simulatorzentrum der KSG/GfS die weltweit größte Einrichtung seiner Art.

Die Simulatoren geben das jeweilige Kernkraftwerk in seinem Erscheinungsbild und seinem technischen, physikalischen und zeitlichen Verhalten exakt wieder. Das Betriebspersonal findet hier dieselben Arbeitsbedingungen und Anforderungen vor, wie sie in der Realität beim Bedienen und Überwachen der Anlage auftreten oder auftreten können.

Die Übungsprogramme beinhalten das gesamte Spektrum des Betriebs des Kernkraftwerkes: Normalbetrieb, betriebliche Störungen sowie alle Stör- und Unfälle in beliebigen Kombinationen unter verschiedensten Randbedingungen. Als gleichrangig mit dem Bedienen und Verstehen der Technik wird das Verhalten des Menschen im Team geschult: Teamfähigkeit, Kommunikation, Entscheidungs- und Führungsverhalten.

Qualifikation des Fremdpersonals

Die Anforderungen an das sonst tätige Personal aus den o. g. Richtlinien richten sich auch an das Fremdpersonal. Je nach Art der Tätigkeit werden bereits im Rahmen von Beauftragungen berufliche Qualifikationen, praktische Erfahrungen und Kenntnissnachweise gefordert. Darüber hinaus finden in den Kraftwerken spezielle Belehrungen statt. Dabei werden Kenntnisse mit Bezug auf den jeweiligen Standort, die mindestens die Themenbereiche Strahlenschutz, Brandschutz, Arbeitsschutz und Betriebskunde umfassen, vermittelt. Für Personen in herausgehobener Stellung (z. B. Strahlenschutzplaner, Verantwortlicher für die Durchführung der Arbeit) sind zusätzliche Schulungen erforderlich.

Weiterentwicklung der Trainingsprogramme

Das technische Personal wird im Rahmen der Erstausbildung und der Weiterbildungsmaßnahmen regelmäßig auf sicherheitsorientiertes Handeln hingewiesen (→ Artikel 10). Anhand von praktischen Beispielen (Erkenntnisse aus der Erfahrungsauswertung) wird die besondere Bedeutung des sicherheitsgerichteten Handelns konkretisiert.

Die Trainingsprogramme am Simulatorzentrum werden ständig mit Hilfe der Erfahrungen aus dem Kraftwerksbetrieb sowie von Analysen ergänzt. Hierzu werden insbesondere Ereignisse, die z. B. auf Mängel bei der Fachkunde oder auf ein nicht sicherheitsorientiertes Verhalten des Betriebspersonals hinweisen, genutzt.

Die Schulungsleiter des Simulatorzentrums nehmen eine umfassende Weiterbildung wahr und hospitieren regelmäßig in den Anlagen.

Methodik zum Nachweis einer ausreichenden Anzahl von qualifiziertem Personal

Im Rahmen der Genehmigung eines Kernkraftwerks muss der Betreiber der Genehmigungsbehörde nachweisen, dass er eine ausreichende Anzahl von qualifiziertem Personal zum Betrieb seiner Anlage bereithält. Die Nachweise des Betreibers werden auf der Grundlage der einschlägigen Richtlinien, insbesondere [3-2] [3-27], erstellt und von der Behörde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens geprüft.

Die Aufsichtsbehörde informiert sich über die langfristige Personalbestandsplanung des Betreibers. Wesentliche Änderungen in der Personalstärke auf Betreiberseite, die negativen Einfluss auf den sicheren Betrieb haben könnten, bedürfen der Genehmigung und unterliegen einer behördlichen Überprüfung.

Überprüfung von Unterauftragnehmern

In Deutschland ist die Überprüfung der Unterauftragnehmer in der Verantwortung der Betreiber (→ Artikel 13).

Experten im Bereich der Kerntechnik

Eine ausführliche Darstellung befindet sich in Artikel 19 (v).

Behördliche Überprüfung

Die Maßnahmen des Betreibers zur Sicherstellung einer ausreichenden Personalausstattung werden von der Aufsichtsbehörde anhand der vorgelegten Berichte überprüft. Durch Gespräche mit dem Betreiber und Kontrollen in der Anlage werden einzelne Aspekte der Personalbeschaffung, Personalentwicklung und Personalausstattung vertieft überprüft und bewertet.

Die Aufsichtsbehörde lässt sich vor dem Einsatz von leitendem Personal, das in der Richtlinie [3-2] für den Fachkundenachweis für Kernkraftwerkspersonal genannt ist, Unterlagen vorlegen, die die erforderliche fachliche Ausbildung und praktische Erfahrung belegen. Sie überprüft diese Unterlagen auf Übereinstimmung mit den Vorgaben der Richtlinie.

Das verantwortliche Schichtpersonal (Schichtleiter, Schichtleitervertreter und Reaktorfahrer) muss zusätzlich vor dem erstmaligen verantwortlichen Tätigwerden in der vorgesehenen Position eine Fachkundeprüfung bestanden haben [3-39].

Nach erfolgter schriftlicher Prüfung legt der Betreiber den Aufsichtsbehörden u. a. das Ergebnis der schriftlichen Prüfung sowie eine Zusammenstellung der übrigen Fachkundenachweise vor. An der mündlichen Prüfung nehmen neben den Vertretern des Betreibers auch Vertreter der Aufsichtsbehörde und von ihr zugezogene Sachverständige als stimmberechtigte Mitglieder der Prüfungskommission teil. Nach bestandener Prüfung und nach Vorliegen aller sonstigen Voraussetzungen entscheidet die Aufsichtsbehörde schriftlich über die Zulassung für die vorgesehene Tätigkeit.

Für die sonst tätigen Personen ist der Nachweis zu erbringen, dass sie Kenntnisse über den sicheren Betrieb der Anlage, die möglichen Gefahren und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen besitzen, soweit diese Kenntnisse zur ordnungsgemäßen Ausführung der jeweiligen Tätigkeit am entsprechenden Arbeitsplatz und zum Schutz der Person selbst erforderlich sind. Dies wird im Aufsichtsverfahren stichprobenweise überprüft.

Der Betreiber legt die Nachweise zur Weiterbildung seines Personals und sein Drei-Jahres-Programm zum Fachkunderhalt der Aufsichtsbehörde vor. Die Aufsichtsbehörde überprüft die Angemessenheit der Maßnahmen anhand der Vorgaben der Fachkunderichtlinien [3-2] und [3-27].

Artikel 11: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Die allgemeinen Pflichten der Betreiber und der zuständigen Behörden nach den regulatorischen Vorgaben, im Sinne einer sich fortentwickelnden Sicherheitskultur und im Sinne der Anforderungen der Konvention, sind Maßstab des Handelns.

Die Anforderungen in [3-2, siehe Hinweis] an Maßnahmen zum Fachkundeerhalt des leitenden Kernkraftwerkspersonals wurden präzisiert und sind umgesetzt.

Die im VGB organisierten Kraftwerksbetreiber erstellen derzeit einen Leitfaden mit Empfehlungen zur Lernerfolgskontrolle. Mit diesem Leitfaden wird die Einführung der systematischen, prozessorientierten Neuordnung der Ausbildungsorganisation, gemäß des von der IAEO empfohlenen Kreisprozesses „Systematic Approach to Training“ (SAT), erfolgen. Dieser Kreisprozess basiert auf grundlegenden Elementen eines Qualitätsmanagementsystems. Um die einzelnen Prozessschritte durchlaufen zu können, sind an ausgewählten markanten Punkten Erfolgs- und Wirksamkeitskontrollen vorgegeben. Der Abschluss und Erfolg einer Schulungsmaßnahme wird in mehrfacher Hinsicht evaluiert werden, um auf der einen Seite die Wirksamkeit und auf der anderen Seite die Güte einer Fortbildungs- und Trainingsveranstaltung bewerten zu können und ggf. Verbesserungspotenzial aufzuzeigen.

Um diese Schritte stärker zu strukturieren und vor allem nachvollziehbar zu gestalten, formuliert derzeit eine Betreiber übergreifende Arbeitsgruppe im Auftrag des VGB einen Leitfaden, der für die Umsetzung entsprechende Empfehlungen und Rahmenbedingungen aufbereitet. Der Leitfaden zielt insbesondere darauf ab, den Kreisprozess nach SAT transparent und funktional zu gestalten.

Die Arbeit an VGB-Empfehlungen zur Lernerfolgskontrolle (Leitfaden) wurde durch den Arbeitskreis „Kerntechnische Ausbildung“ initiiert und wird vom VGB-Fachausschuss „Kernkraftwerksbetrieb“ unterstützt. Die Fertigstellung wird im Jahr 2010 angestrebt.

Artikel 11: Zukünftige Aktivitäten

Die Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal [3-2], die u. a. konkrete Anforderungen an die Fachkunde von verantwortlichem Personal enthält, wird derzeit überarbeitet. Dabei werden insbesondere Anpassungen der erforderlichen Zeiten an praktischer Erfahrung vorgenommen.

12 Menschliche Faktoren

ARTICLE 12 HUMAN FACTORS

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that the capabilities and limitations of human performance are taken into account throughout the life of a nuclear installation.

Artikel 12 Menschliche Faktoren

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass die Fähigkeiten und Grenzen menschlichen Handelns während der gesamten Lebensdauer einer Kernanlage Berücksichtigung finden.

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

In den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke [3-1] ist festgelegt, dass hohe Anforderungen an die Auslegung und Qualität der Anlage zu stellen sind. Weiterhin sind sicherheitsfördernde Betriebsgrundsätze zu verwirklichen. Zu diesen übergeordneten Anforderungen gehören u. a.

- Instandhaltungsfreundlichkeit von Systemen und Anlageteilen unter besonderer Berücksichtigung der Strahlenexposition des Personals,
- ergonomische Maßnahmen an den Arbeitsplätzen und
- sichere Überwachung der Betriebszustände.

Das Kriterium 2.5 der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke [3-1] fordert, dass die Arbeitsplätze und Arbeitsabläufe unter Berücksichtigung ergonomischer Gesichtspunkte so zu gestalten sind, dass sie die Voraussetzungen für ein sicherheitstechnisch optimales Verhalten der Beschäftigten bieten.

Die Sicherheitskriterien [3-1] werden durch weitere übergeordnete Regeln, Richtlinien und KTA-Regeln konkretisiert:

- In der Regel [KTA 3501] ist gefordert, dass notwendige von Hand auszulösende Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung von Störfällen nicht vor Ablauf von 30 Minuten erforderlich werden. Diese Forderung hat erheblichen Einfluss auf die Automatisierung der Auslösung von Sicherheitseinrichtungen, die Mensch-Maschine-Schnittstelle und die Gestaltung der Warte.
- In der Richtlinie für das Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten in Kernkraftwerken [3-41] ist der grundsätzliche Ablauf von Instandhaltungsmaßnahmen unter besonderer Berücksichtigung menschlicher Faktoren beschrieben.
- Die Regel [KTA 1201] beinhaltet die Anforderungen an das Betriebshandbuch, die Regel [KTA 1202] beinhaltet die Anforderungen an das Prüfhandbuch.
- Die Regel [KTA 3904] stellt Anforderungen an die Warte, die Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken.

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) verabschiedete 2008 zwei Empfehlungen mit Bezug zu menschlichen Handlungen in Kernkraftwerken: auf ihrer 411. Sitzung (14./15.10.2008) die Empfehlung „Leitfaden für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen“ und auf ihrer 417. Sitzung (18.06.2009) die Empfehlung „Anforderungen an die Bestimmung der Mindestschichtbesetzung in Kernkraftwerken zur Gewährleistung einer sicheren Betriebsführung“.

Eine „ganzheitliche Ereignisanalyse“ ist eine umfassende Untersuchung eines zu analysierenden Ereignisses durch ein Analyseteam. In einem systematischen Ansatz werden der Ablauf und möglichst alle zum Ereignis beitragenden Faktoren ermittelt. „Ganzheitlich“ bedeutet, dass alle beitragenden Faktoren aus den Bereichen Mensch, Technik und Organisa-

tion sowie deren Wechselwirkungen berücksichtigt werden. „Ganzheitliche Ereignisanalysen“ geben den Belegschaften Anlass, ereignisübergreifende Betrachtungen durchzuführen. Mit dieser Analysemethode können geeignete Maßnahmen abgeleitet werden, die eine Wiederholung bzw. das Auftreten ähnlich gelagerter Ereignisse verhindern sollen.

In den deutschen Kernkraftwerken werden durch die Betreiber ganzheitliche Ereignisanalysen gemäß dem gültigen VGB-Leitfaden „Leitfaden Ganzheitliche Ereignisanalyse“, Stand 6/2003, durchgeführt.

Bei Vorliegen definierter Auswahlkriterien, sofern sie für den Ereignisablauf von Bedeutung sind, kommt das Verfahren zur Anwendung, wie z. B. bei:

- Störfälle
- anomale Betriebszustände
- bedeutsame transiente Vorgänge
- unplanmäßige Nichtverfügbarkeit von Komponenten mit sicherheitstechnisch wichtigen Funktionen
- bedeutsame Personenschäden
- bedeutsame Komponenten- oder Sachschäden
- Absturz von Lasten
- unplanmäßige Ableitung sowie Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Anlage
- bedeutsame, nicht geplante Freisetzung radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage
- Kontamination
- bedeutsame Vorkommnisse bei der Handhabung von Brennelementen
- bedeutsame Vorkommnisse, die nicht zur Auslösung von Ereignissen geführt haben, aber im Zusammenhang mit menschlichem Handeln oder organisatorischen/administrativen Einwirkungen stehen
- Vorkommnisse, die eine Gefährdung von Personen beinhalten
- Kenntnisse über das Nichtbefolgen von Betriebsvorschriften
- Kenntnisse über unvollständige, falsche oder fehlende Betriebsanweisungen, die den sicheren Betrieb der Anlage beeinträchtigen können
- bedeutsame Vorkommnisse bei Instandhaltungsvorgängen
- Häufung von gleichartigen Ereignissen

Beim Analyseverfahren für die ganzheitliche Ereignisanalyse wird grundsätzlich eine Basisanalyse durchgeführt.

Die Basisanalyse umfasst z. B. die folgenden Schritte:

- Informations- und Datensammlung
- Ereignisbeschreibung mit zeitlichem Ablauf
- Erste Bewertung und Entscheidung von Sofortmaßnahmen
- Analyse und Bewertung des Ereignisses
- Sicherheits-/verfügbarkeitstechnische Bewertung
- Bewertung der Meldepflicht nach AtSMV
- Ursachenklärung
- Ableitung von Abhilfemaßnahmen
- Erstellung eines Basisanalyseberichtes

Werden dabei Hinweise auf unerwünschte Wechselwirkungen zwischen technischen, organisatorischen und menschlichen Faktoren festgestellt und konnten deren Ursachen nicht hinreichend ermittelt werden, so wird darüber hinaus eine vertiefende Analyse im Sinne der ganzheitlichen Ereignisanalyse durchgeführt.

Die vertiefende Analyse beinhaltet z. B.:

- Zerlegen des Ereignisablaufs in Einzelereignisse der Wirkungskette mittels eines Zeit-Akteurs-Diagramm,
- Analyse der Einzelereignisse und Bewertung der beitragende Faktoren,
- Ableiten von Abhilfemaßnahmen und
- Analysebericht - Zusammenfassung der Ergebnisse.

Die Umsetzung der Abhilfemaßnahmen wird innerbetrieblich verfolgt. Eine Kontrolle der Wirksamkeit wird durch das Sicherheitsmanagementsystem der Anlagen gewährleistet.

Im Rahmen des Betreibers übergreifenden Erfahrungsaustausches im VGB-Arbeitskreis „Kerntechnische Sicherheitsbeauftragte und Human-Factors“ werden Analyseergebnisse vorgestellt und diskutiert. Dabei zeigt sich, dass das Analyseverfahren geeignet ist, Ursachen zu identifizieren und wirksame Abhilfemaßnahmen abzuleiten. Durch den VGB-Arbeitskreis wurden dennoch Möglichkeiten zur Optimierung des Leitfadens erkannt.

Um Aspekte der RSK-Empfehlung „Leitfaden für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen“ und Erkenntnisse aus dem VGB-Arbeitskreis zu integrieren, ist es beabsichtigt, den bestehenden VGB-Leitfaden zu überarbeiten.

Die RSK empfiehlt hinsichtlich der erforderlichen Mindestschicht- und Mindestwartenbesetzung eine anlagenspezifische Analyse. Die Basis für die Festlegung der Mindestschichtbesetzung sind alle in den Betriebsunterlagen wie Betriebshandbuch (BHB), Notfallhandbuch (NHB), Prüfhandbuch (PHB), Schichtanweisungen etc. ausgewiesenen Aufgaben des Betriebspersonals. Für die Analyse können abdeckende Ereignisabläufe herangezogen werden. Die Analysen zur Festlegung der Mindestschichtbesetzung sind nachvollziehbar zu dokumentieren.

Bei der Festlegung von Mindestschichtbesetzungen ist sicherzustellen, dass sowohl für die Durchführung eines sicheren bestimmungsgemäßen Betriebs einschließlich des Nichtleistungsbetriebs als auch für die Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4 bis zum gesicherten Eintreffen von Verstärkungspersonal ausreichend qualifiziertes Betriebspersonal in der Anlage vorgehalten wird. Bereitschaftspersonal oder Personal der Notfallorganisation kann bei der Nachweisführung entsprechend dann in Ansatz gebracht werden, wenn es rechtzeitig einsatzfähig ist. Zur Mindestschichtbesetzung zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sind erforderlich:

- Ein Schichtleiter insbesondere zur Analyse des Ereignisses, Festlegung der Störfallbehandlungsstrategie und zugehöriger Fahrweisen, Leitung und Koordination des Schichtteams und anderer in die Störfallbehandlung involvierten Organisationseinheiten sowie Einleitung bzw. Veranlassung der erforderlichen Informations- und Kommunikationsaufgaben.
- Ein Schichtleitervertreter insbesondere zur kontinuierlichen Verfolgung des Prozessgeschehens und der Schalthandlungen, Erfolgskontrolle und Schutzzielüberwachung.
- Ein Reaktorfahrer zur Überwachung und Bedienung der Reaktoranlage und deren Sicherheitseinrichtungen.

- Ein Leitstandsfahrer für die Bedienung der Systeme des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs, der Nebenanlagen etc.
- Eine Elektrofachkraft mit Schaltberechtigung für alle elektrischen Einrichtungen im Bereich von Warte/Schaltanlagegebäude zur Bewertung elektrischer Fehler, ggf. Festlegung geeigneter Sofortmaßnahmen in Zusammenarbeit mit dem SL und Bedienung der elektrischen Einrichtungen.
- Zwei Schichthandwerker zur Durchführung von Schalthandlungen und Kontrollen der maschinentechnischen Einrichtungen in der Anlage.
- Ein Schichtelektriker zur Betreuung von elektrischen Vor-Ort-Einrichtungen wie Notstromeinrichtungen und zur Durchführung von Schalthandlungen/Freischaltungen im Schaltanlagegebäude und in peripheren elektrischen Anlagen.

Über diese Festlegung der Mindestschichtbesetzung hinaus ist die Festlegung einer Mindestwartenbesetzung erforderlich. Die Warte sollte zur Wahrnehmung von Aufgaben zur Überwachung und Bedienung der Anlage ständig mit mindestens einem Schichtleiter oder Schichtleitervertreter und einem Reaktorfahrer besetzt sein.

Berücksichtigung ergonomischer Grundsätze in der Auslegung und bei Änderungen kerntechnischer Einrichtungen

Dieser Aspekt wird unter Artikel 18 (iii) behandelt.

Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber

Die Kernkraftwerke werden jeweils von einer zentralen Warte aus überwacht und bedient. Die Warte ist mit allen hierzu erforderlichen Informations-, Bedien-, und Kommunikationseinrichtungen für Normalbetrieb, Störungen und Störfälle ausgerüstet.

Deutsche Kernkraftwerke sind in hohem Maße automatisiert. So sind im betrieblichen Bereich neben umfangreichen Regel- und Steuerungssystemen viele komplexe Schalthandlungen automatisiert. Dadurch wird das Personal von Routinetätigkeiten entlastet und kann sich auf die Überwachung der sicherheitsrelevanten Prozesse und Prozessparameter konzentrieren.

Das Sicherheitssystem ist so konzipiert, dass Störfälle in der Regel für mindestens 30 Minuten automatisch beherrscht werden, ohne dass Handeingriffe erforderlich werden. Bei Störungen und Störfällen soll damit ausreichend Zeit für die Diagnose und das Einleiten von Maßnahmen zur Verfügung stehen. Wenn die Notwendigkeit besteht können Handmaßnahmen auch innerhalb der angegebenen 30 Minuten durchgeführt werden, z. B. Auslösung der Reaktorschnellabschaltung.

In allen Kernkraftwerken unterstützen rechnergestützte Informationssysteme die Operateure. Im Bereich der Instandhaltung sind insbesondere für wiederkehrende Prüfungen umfangreiche technische Maßnahmen getroffen, um Fehlhandlungen zu vermeiden oder ihre Auswirkungen zu minimieren. Diese Maßnahmen reichen von fest installierten und verwechslungssicheren Prüfeinrichtungen über Prüfrechner bis zur automatischen Rückstellung von Sicherheitseinrichtungen bei Anforderung durch das Reaktorschutzsystem während einer Prüfung.

Im Kernkraftwerk Krümmel trat am 28. Juni 2007 ein Brand eines der beiden Maschinentransformatoren [INES 0] auf (→ Artikel 6). Die Analyse der Ereignisabläufe auf der Warte ergab, dass eine Audioaufzeichnung zu einer verbesserten Auswertung von Ereignissen beitragen kann. Gegenwärtig erfolgt der Einbau der Technik. Die Modalitäten zur Nutzung werden aktuell zwischen der Genehmigungsbehörde und dem Betreiber erörtert.

Des Weiteren wurden neben technischen Maßnahmen auch personelle und organisatorische Maßnahmen untersucht und umgesetzt. Die Analysen und Maßnahmen umfassten unter anderem

- die Kommunikation auf der Warte während des Ereignisses mit der Empfehlung, das sogenannte Marker-Heft für eine erfolgreiche Arbeit auf der Warte umzusetzen und zusätzlich die 3-Wege-Kommunikation bei der Anweisung von Schalthandlungen einzuführen,
- die Optimierung der im Betriebshandbuch geregelten Abläufe, sowie
- die Begrenzung der Personenanzahl auf der Warte und
- die Einführung einer neuen Alarmierungskategorie mit dem Ziel der Schichtmannschaft die notwendige Unterstützung sicherzustellen, ohne das eine Notfallalarmierung ausgelöst werden muss.

Selbstbewertung des Betreibers von Management und Organisation

Dieser Aspekt wird in Artikel 10 behandelt.

Auswertung von Betriebserfahrung in Bezug auf menschliche und organisatorische Faktoren

Dieser Aspekt wird in Artikel 19 (vi) behandelt.

Behördliche Überprüfung

Die Umsetzung von Anforderungen an die Mensch-Maschine-Schnittstelle wird von der Genehmigungsbehörde bei den Genehmigungen zur Errichtung und zum Betrieb der Anlage gemäß den Vorgaben des Regelwerks überprüft. Hierzu wurden die von den Antragstellern, z. B. von den Betreibern, vorgelegten Nachweise umfangreichen Begutachtungen durch die Behörde unterzogen. Änderungen an sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen und schriftlichen betrieblichen Regelungen bedürfen der Genehmigung durch die Behörde und unterliegen somit einer umfassenden behördlichen Prüfung im Rahmen des Änderungsverfahrens. Bei der Bewertung von meldepflichtigen und sonstigen Vorkommnissen werden von der Behörde auch die beitragenden Faktoren aus den Bereichen Mensch und Organisation berücksichtigt.

Das Konzept der Betreiber zur „ganzheitlichen Ereignisanalyse“ wurde von den Landesbehörden im Rahmen der Aufsicht auf seine Eignung hin überprüft. Wesentliches Ziel dieser Analyse ist sicherzustellen, dass der Betreiber die Ereignisse ganzheitlich unter Berücksichtigung aller beitragenden Faktoren aus den Bereichen Mensch, Technik und Organisation analysiert und zu diesen Faktoren Abhilfemaßnahmen ableitet. Die Betreiber berichten der Aufsichtsbehörde über die Anwendung, die Ergebnisse und die Wirksamkeit ihrer ganzheitlichen Ereignisanalyse. Die Aufsichtsbehörde überprüft zudem in Fachgesprächen das Vorgehen des Betreibers zur Analyse von Ereignissen und beim Erfahrungsrückfluss. Eine Grundlage für die Prüfung bieten die Anforderungen, die in der RSK-Empfehlung „Leitfaden für die Durchführung ganzheitlicher Ereignisanalysen“ aufgestellt wurden.

In Einzelfällen veranlasst die Aufsichtsbehörde bei besonderen Ereignissen zusätzlich unabhängige Ereignisanalysen zur vertieften Prüfung von beitragenden Faktoren aus den Bereichen Mensch und Organisation.

Artikel 12: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) verabschiedete 2008 zwei Empfehlungen mit Bezug zu menschlichen Handlungen in Kernkraftwerken: auf ihrer 411. Sitzung (14./15.10.2008) die Empfehlung „Leitfaden für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen“ und auf ihrer 417. Sitzung (18.06.2009) die Empfehlung „Anforderungen an die Bestimmung der Mindestschichtbesetzung in Kernkraftwerken zur Gewährleistung einer sicheren Betriebsführung“.

Artikel 12: Zukünftige Aktivitäten

Auf der Basis der oben genannten RSK-Empfehlungen und den weitergehenden Beratungen über die Kommunikation in der Warte und deren Aufzeichnung sowie die aufsichtliche Überprüfung der Sicherheitskultur der Betreiber sind in den kommenden Jahren folgende Aktivitäten geplant:

- Weitere Untersuchungen zur Audio-Überwachung in der Kraftwerkswarte,
- Entwicklung bundeseinheitliche Kriterien zum Vorgehen bei der behördlichen Überprüfung der Sicherheitskultur.

13 Qualitätssicherung

ARTICLE 13 QUALITY ASSURANCE

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that quality assurance programmes are established and implemented with a view to providing confidence that specified requirements for all activities important to nuclear safety are satisfied throughout the life of a nuclear installation.

Artikel 13 Qualitätssicherung

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass Programme zur Qualitätssicherung aufgestellt und durchgeführt werden, die das Vertrauen vermitteln, dass den besonderen Anforderungen aller für die nukleare Sicherheit bedeutsamen Tätigkeiten während der gesamten Lebensdauer einer Kernanlage Genüge getan wird.

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

Alle deutschen Kernkraftwerksbetreiber sind zu einem umfassenden Qualitätsmanagement verpflichtet. Hierzu werden in allen Kernkraftwerken entsprechende Qualitätssicherungssysteme eingesetzt, die bisher auf den Festlegungen an die Qualitätssicherung in den Sicherheitskriterien [3-1] und dem Regelwerk des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) aufbauen.

In den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke [3-1] wurden einzelne spezifische Anforderungen an die Qualitätssicherung formuliert.

Im Rahmen des technischen Sicherheitskonzeptes sind Qualität und Zuverlässigkeit aller Einrichtungen eines Kernkraftwerks entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung zu berücksichtigen.

Grundlegende Anforderungen an die Qualitätssicherung sind in der Regel [KTA 1401] enthalten:

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

Die Regel [KTA 1401] befindet sich zurzeit in der Aktualisierung.

Umsetzung eines integrierten Managementsystems

Übergeordnete Zielsetzung des integrierten Managementsystems ist es, neben der nuklearen Sicherheit auch Anforderungen aus anderen Unternehmensperspektiven in das Managementsystem zu integrieren. Ein solches integriertes Managementsystem ist erforderlich um zu gewährleisten, dass bei konkurrierenden Anforderungen und Zielen denjenigen der nuklearen Sicherheit ein ihrer Bedeutung entsprechender Stellenwert eingeräumt wird.

Alle deutschen Kernkraftwerksbetreiber haben auf Grundlage der Festlegungen zur Qualitätssicherung in den Sicherheitskriterien und im Regelwerk des kerntechnischen Ausschusses umfassende Qualitätssicherungssysteme implementiert.

Durch die Qualität der betrieblichen Kraftwerkssysteme soll ein störungsfreier und umweltverträglicher Betrieb der Anlagen erreicht und Störfälle vermieden werden.

Die konkrete Umsetzung der Vorgaben aus der Regel [KTA 1401] und den Sicherheitskriterien [3-1] ist in anlagenspezifischen Dokumenten beschrieben (z. B. QM-Rahmenbeschreibungen). In den 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 sind Prozeduren für die Einleitung von Korrekturmaßnahmen beschrieben, falls Qualitätsanforderungen nicht eingehalten wurden. Ferner wird die zur Qualitätssicherung eingeführte Organisation beschrieben und auf Arbeitsanweisungen zur Durchführung der Qualitätssicherung verwiesen.

Auditprogramme des Betreibers

Die Qualitätssicherung wird vom Betreiber im Rahmen seiner Eigenverantwortung für die Sicherheit der Anlage durchgeführt.

Mit der Einführung der ISO 9001:2000 und der damit verbundenen Diskussion um Managementsysteme, z. B. auch Sicherheitsmanagement, haben die Kernkraftwerksbetreiber die Qualitätssicherung zu einem prozessorientierten und damit lernfähigen Qualitätsmanagement weiterentwickelt. Einige Kernkraftwerke haben bereits ihr Qualitätsmanagement durch einen unabhängigen Gutachter, gemäß ISO 9001, zertifizieren lassen.

Die Einführung und Prüfung des Qualitätsmanagementsystems erfolgt in jedem Kernkraftwerk durch eine unabhängige Stabsstelle. Diese Stabsstelle, mit dem Beauftragten für Qualitätsmanagement, ist befugt, alle erforderlichen Informationen zu beschaffen, Vorschläge zur Beseitigung von Qualitätsmängeln zu machen und die Einhaltung der Qualitätssicherungsmaßnahmen zu überwachen.

Die Betreiber überprüfen die Wirksamkeit ihrer QS-Systeme in Wahrnehmung ihrer Verantwortung für den sicheren Betrieb regelmäßig durch eigene interne Audits. Audits kommen typischerweise für Managementsysteme, für Prozesse oder Produkte einschließlich der Instandhaltungen zum Einsatz. Beispiele von Ergebnissen früherer Audits sind:

- Optimierung der Checkliste zum Umgang mit Brennelementen;
- Verbesserte Wirksamkeitskontrolle von Schulungsmaßnahmen;
- Optimierung des Lieferantenmeldesystems;
- Verbesserte Sammlung von Zuverlässigkeitsdaten von Komponenten.

Auditprogramme der Betreiber bei Hersteller und Zulieferer

Damit Auftragnehmer für Lieferungen und Leistungen einschließlich deren Unterauftragnehmer die Qualitätssicherung nach den Vorgaben des Qualitätssicherungssystems des Kernkraftwerks planen und durchführen, überprüft der Betreiber die Auftragnehmer unter Berücksichtigung der Regel [KTA 1401]. Außerdem wird für jeden Unterauftrag eine Auftragnehmerbeurteilung durchgeführt.

Die Informationen über die Auftragnehmer werden in einer zentralen Datenbank gespeichert und sind für jedes Kernkraftwerk verfügbar. Erkannte Lücken und Schwachstellen werden unverzüglich kommuniziert. Maßnahmen zur Beseitigung von Mängeln werden eingeleitet.

Behördliche Überprüfung

Die Aufsichtsbehörden verfolgen bzw. informieren sich im Rahmen ihrer aufsichtlichen Tätigkeit über folgende Themen des Qualitätsmanagements:

- Ergebnisse der internen Audits,
- Umsetzung von abgeleiteten Maßnahmen,
- Weiterentwicklung der Qualitätssicherung zu einem Integrierten Managementsystem,
- Zertifizierung der Managementsysteme,
- Auswertung von Indikatoren und
- Ergebnisse des Management-Reviews.

Auf der Grundlage der dabei gewonnenen Erkenntnisse überzeugt sich die Aufsichtsbehörde von der wirksamen Umsetzung des Qualitätssicherungssystems. Darüber hinaus kontrolliert die Aufsichtsbehörde bei Inspektionen vor Ort die Ergebnisse der vom Betreiber durchgeführten Audits sowie die Umsetzung der abgeleiteten Maßnahmen. Bewertungen und behördliche Forderungen betreffen die Wirksamkeit der Qualitätssicherung. Die organisatorische Verantwortung für ein wirksames Qualitätssicherungssystem verbleibt umfassend beim Genehmigungsinhaber.

Artikel 13: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Die allgemeinen Pflichten der Betreiber und der zuständigen Behörden nach den regulatorischen Vorgaben, im Sinne einer sich fortentwickelnden Sicherheitskultur und im Sinne der Anforderungen der Konvention, sind Maßstab des Handelns. Darüber hinaus waren in den vergangenen drei Jahren keine besonderen Maßnahmen erforderlich.

Artikel 13: Zukünftige Aktivitäten

Zur Weiterentwicklung der Qualitätssicherung beim Betrieb von Kernkraftwerken wird die Regel [KTA 1401] überarbeitet.

Zur Überarbeitung der Regel [KTA 1402] siehe Artikel 19.

14 Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit

ARTICLE 14 ASSESSMENT AND VERIFICATION OF SAFETY

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that:

- i) comprehensive and systematic safety assessments are carried out before the construction and commissioning of a nuclear installation and throughout its life. Such assessments shall be well documented, subsequently updated in the light of operating experience and significant new safety information, and reviewed under the authority of the regulatory body;
- ii) verification by analysis, surveillance, testing and inspection is carried out to ensure that the physical state and the operation of a nuclear installation continue to be in accordance with its design, applicable national safety requirements, and operational limits and conditions.

Artikel 14 Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) dass umfassende und systematische Sicherheitsbewertungen sowohl vor dem Bau und der Inbetriebnahme einer Kernanlage als auch während ihrer gesamten Lebensdauer vorgenommen werden. Solche Bewertungen sind gut zu dokumentieren, in der Folge im Licht betrieblicher Erfahrungen und bedeutender neuer Sicherheitsinformationen auf den neuesten Stand zu bringen und im Auftrag der staatlichen Stelle zu überprüfen;
- ii) dass Nachprüfungen durch Analyse, Überwachung, Erprobung und Prüfung vorgenommen werden, um sicherzustellen, dass der physische Zustand und der Betrieb einer Kernanlage seiner Auslegung, den geltenden innerstaatlichen Sicherheitsanforderungen sowie den betrieblichen Grenzwerten und Bedingungen weiterhin entsprechen.

14 (i) Bewertung der Sicherheit

Anforderungen an Sicherheitsbewertungen in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren

Die Genehmigung von wesentlichen Veränderungen von Anlagen oder ihres Betriebs darf nach AtG [1A-3] nur erteilt werden, wenn

- keine Tatsachen vorliegen, aus denen sich Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Antragstellers und der für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen ergeben, und die für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen die hierfür erforderliche Fachkunde besitzen,
- gewährleistet ist, dass die bei dem Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen die notwendigen Kenntnisse über einen sicheren Betrieb der Anlage, die möglichen Gefahren und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen besitzen,
- die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist,
- die erforderliche Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen getroffen ist,
- der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist,
- überwiegende öffentliche Interessen, insbesondere im Hinblick auf die Umweltauswirkungen, der Wahl des Standorts der Anlage nicht entgegenstehen.

Die Anforderungen, die bei der Durchführung umfassender und systematischer Sicherheitsbewertungen in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zu beachten sind, sind in der „Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor“ [3-5], in der „Bekanntmachung der Zusammenstellung der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen“ [3-7.1], in den „Leitfäden zur Durchführung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung“ [3-74.1 - 3-74.3.], sowie fach- und anlassspezifisch in verschiedenen Regelungen des untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks enthalten.

Anforderungen an die Dokumentation bei Sicherheitsbewertungen in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren

Für den Antrag auf Genehmigung zur Errichtung, zum Betrieb und zu wesentlichen Veränderungen eines Kernkraftwerkes oder seines Betriebes ist der zuständigen Behörde im Einzelnen darzulegen, dass die in § 7 (2) des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] genannten Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt sind (→ Artikel 7 (2ii)). Art und Umfang der Unterlagen, die dem Antrag beizufügen sind, regelt § 3 der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10]. Dazu gehört im Rahmen der Errichtung und Inbetriebnahme insbesondere ein Sicherheitsbericht, der zu beurteilen erlaubt, ob die Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt sind, einschließlich ergänzender Pläne, Zeichnungen und Beschreibungen der Anlage und ihrer Teile. Der Sicherheitsbericht ist somit eine Grundlage für die Bewertung der Sicherheit der Anlage.

Im Sicherheitsbericht sind gemäß [3-5] die für die Entscheidung über den Genehmigungsantrag zu berücksichtigenden tatsächlichen und möglichen Auswirkungen der Anlage und die getroffenen Vorsorgemaßnahmen darzulegen. Dabei ist Dritten die Beurteilung zu ermöglichen, ob sie durch die mit der Anlage und ihrem Betrieb verbundenen Auswirkungen in ihren Rechten verletzt werden können. Im Sicherheitsbericht sind die Sicherheitskonzeption, alle mit der Anlage verbundenen Gefahren und die vorgesehenen sicherheitstechnischen Maßnahmen und Einrichtungen einschließlich der sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmale darzulegen.

Die Richtlinie [3-5] gibt für Anlagen mit Druck- und Siedewasserreaktoren eine standardisierte Form des Sicherheitsberichtes mit detaillierter Gliederung der Sachthemen und zusätzlichen Erläuterungen der Inhalte vor. Die Hauptgliederungspunkte des Sicherheitsberichtes sind

- Standort,
- Kraftwerksanlage und Schutzmaßnahmen gegen übergreifende Einwirkungen,
- Organisation und Verantwortlichkeiten,
- radioaktive Stoffe mit den hierzu getroffenen Schutzmaßnahmen,
- Betrieb des Kraftwerkes und
- Störfallanalysen.

Darüber hinaus werden im Sicherheitsbericht auch Angaben für die spätere Stilllegung des Kernkraftwerkes verlangt. Die Angaben zu den Vorkehrungen gegen Störungsmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter werden in einem separaten Sicherungsbericht zusammengestellt, der als vertrauliches Dokument zu behandeln ist.

Für die Nachweise der Erfüllung der Genehmigungsvoraussetzungen und der Einhaltung maßgeblicher Sicherheitsanforderungen werden gemäß Atomrechtlicher Verfahrensverordnung [1A-10] ergänzende detaillierte Unterlagen und Nachweise gefordert. Alle Unterlagen unterliegen der behördlichen Überprüfung.

Mit dem Antrag auf Genehmigung des Betriebs der Anlage sind die in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] geforderten und in der Richtlinie [3-4] sowie der Regel [KTA 1201] beschriebenen Sicherheitsspezifikationen vorzulegen. Sie umfassen insbesondere Angaben

- zur Betriebsorganisation,
- zu sicherheitsrelevanten Auflagen,
- zu Grenzwerten des Reaktorschutzsystems,
- zu Schemata wichtiger Komponenten mit Betriebswerten, vorgelagerten Grenzwerten, auslösenden Grenzwerten und Auslegungswerten,

- zum Rahmenprüfplan für sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Komponenten und
- zur Behandlung meldepflichtiger Ereignisse.

Diese Sicherheitsspezifikationen (→ Artikel 19 (ii)) müssen detaillierte Angaben zu organisatorischen Regelungen umfassen sowie alle wesentlichen Daten, Grenzwerte und Maßnahmen, die für den sicheren Zustand und Betrieb eines Kernkraftwerkes von Bedeutung sind. So sind insbesondere die Vorgehensweisen anzugeben, die für die sichere Beherrschung von Störungen und Störfällen vorgesehen sind. Der Rahmenplan mit Festlegungen für die Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Teilen der Anlage ist ebenfalls Bestandteil der Sicherheitsspezifikationen. Änderungen an Angaben, die in die Sicherheitsspezifikationen aufgenommen wurden, bedürfen der Genehmigung, bei geringerer sicherheitstechnischer Bedeutung der Zustimmung durch die Aufsichtsbehörden.

Alle für Nachweiszwecke gemäß § 7 AtG [1A-3] erstellten bzw. zu erstellenden Unterlagen sind einschließlich der Ergebnisse der Gutachten und der behördlichen Bewertungen systematisch in einer Sicherheitsdokumentation zusammenzustellen. Die Sicherheitsdokumentation ist durch den Genehmigungsinhaber auf der Grundlage der Richtlinien [3-9.1] und [3-9.2] zu erstellen und aktuell zu halten. Die Sicherheitsdokumentation enthält alle technischen Unterlagen, die für Nachweise im Sinne des § 7 Abs. 2 Nr. 3 und Nr. 5, und des § 19 Abs. 2 und 3 AtG in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren erforderlich sind. Hierzu gehören beispielsweise:

- Unterlagen über die der Auslegung, Herstellung, des Betriebes und der Prüfung der Anlage zugrunde liegenden Vorgaben,
- Unterlagen über sicherheitstechnische Aufgaben und die Funktionsweise sicherheitstechnischer Einrichtungen,
- Auslegungs-, Werkstoff-, Bau- und Prüfvorschriften sowie Wartungs- und Reparaturvorschriften,
- Unterlagen über die Ergebnisse sicherheitstechnisch bedeutsamer Messungen und Prüfungen einschließlich der Ergebnisse aus zerstörungsfreien und zerstörenden Materialprüfungen,
- Unterlagen über die Erfüllung der sicherheitstechnischen Vorgaben, z. B. rechnerische Nachweise und Konstruktionspläne oder -zeichnungen,
- sicherheitstechnisch bedeutsame Betriebsaufzeichnungen,
- Unterlagen zum Strahlenschutz des Personals und der Umgebung und
- sonstige zum Nachweis der Erfüllung sicherheitstechnischer Vorschriften, Auflagen (§ 17 Abs. 1 AtG) und Anordnungen (§ 19 Abs. 3 AtG) dienende Unterlagen.

In Übereinstimmung mit den Genehmigungsvoraussetzungen muss der Betreiber die Bewertungen der Sicherheit von Kernkraftwerken unter Berücksichtigung betrieblicher Erfahrungen und entsprechend der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge durchführen. Über Ergebnisse dieser Bewertungen und die daraus resultierenden Maßnahmen ist erforderlichenfalls gemäß den Vorgaben aus der Genehmigung sowie den Festlegungen im Betriebshandbuch zu berichten.

Sicherheitsbewertungen im Aufsichtsverfahren

Sicherheitsbewertungen werden der Aufsichtsbehörde auf besondere Aufforderung, im Zuge von Anträgen auf Genehmigungen von Änderungen nach § 7 AtG bzw. zustimmungspflichtigen Änderungen im Rahmen der Aufsicht nach § 19 AtG vorgelegt (→ Artikel 7 (2) (ii)).

Auf die von § 19a AtG geforderte Sicherheitsüberprüfung wird weiter unten im Detail eingegangen.

Sicherheitsbewertungen, bei denen nur ein Teilbereich des Kernkraftwerks in die Bewertung einbezogen wird, sind z. B. die für den Sicherheitsnachweis zum neuen Reaktorkern nach einem Brennelementwechsel durchzuführenden Analysen. Umfang und Inhalt dieser Analysen sind in den jeweiligen Genehmigungen geregelt. In diesen Analysen werden der Aufsichtsbehörde die Berechnung wichtiger physikalischer Parameter und die Einhaltung sicherheitstechnischer Randbedingungen hinsichtlich der Einhaltung der Schutzziele (→ Artikel § 18 (i)) dargelegt.

Sicherheitsbewertungen werden der Aufsichtsbehörde auch im Zuge von Anträgen auf Genehmigungen von Änderungen der Anlage oder ihres Betriebs nach § 7 AtG bzw. zustimmungspflichtigen Änderungen im Rahmen der Aufsicht nach § 19 AtG vorgelegt. Das Genehmigungsverfahren für Änderungen nach § 7 AtG gestaltet sich grundsätzlich nach denselben Regeln, wie sie für die Erteilung einer Errichtungsgenehmigung oben dargestellt worden sind. Das gilt auch für die vorzulegenden Unterlagen und die darauf beruhende Sicherheitsbewertung (→ Artikel 7 (2ii)). Für Änderungen des Kernkraftwerks oder seines Betriebs, die wegen geringer sicherheitstechnischer Auswirkungen nicht genehmigungspflichtig nach § 7 AtG sind, sind länderspezifisch in den Aufsichtsverfahren geregelt. In diesen Regelungen ist festgelegt, welche Arten von Änderungen einer vorherigen Zustimmung der Aufsichtsbehörde bedürfen, und Änderungen, die der Aufsichtsbehörde nur angezeigt werden müssen.

In der Folge sicherheitstechnisch bedeutsamer Vorkommnisse im Kernkraftwerk können von der Aufsichtsbehörde Sicherheitsbewertungen verlangt werden, insbesondere wenn Maßnahmen gegen Wiederauftreten bzw. zur Verbesserung der Sicherheit durchzuführen sind. Auch bei sicherheitstechnisch bedeutsamen Vorkommnissen in anderen Kernkraftwerken können Sicherheitsbewertungen im Hinblick auf die Übertragbarkeit erforderlich werden. Gegebenenfalls führen solche Sicherheitsbewertungen auch zu Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit. Neue Erkenntnisse aus dem Anlagenbetrieb und aus Wissenschaft und Technik können eine Aktualisierung vorhandener Sicherheitsnachweise notwendig machen.

Sicherheitsüberprüfung

Seit Anfang der 1990er Jahre werden Sicherheitsüberprüfungen (SÜ) nach bundeseinheitlichen Kriterien nach jeweils 10 Jahren Betrieb der Anlage durchgeführt. Sie umfassen eine deterministische Sicherheitsstatusanalyse, eine probabilistische Sicherheitsanalyse und eine deterministische Analyse zur Anlagensicherung. Die SÜ ergänzt die kontinuierliche Überprüfung im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht.

Die Ergebnisse der SÜ sind der Aufsichtsbehörde vorzulegen und werden von unabhängigen Sachverständigen im Auftrag der Aufsichtsbehörde begutachtet. Zur Durchführung der SÜ hatten sich die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke Ende der 1980er Jahre freiwillig verpflichtet. Für sieben Kernkraftwerke war die Durchführung bereits durch Auflage in der Betriebsgenehmigung festgelegt worden.

In der Änderung des Atomgesetzes vom April 2002 ist die Durchführung einer zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung (SÜ) gesetzlich festgeschrieben. (→ Tabelle 14-1). Die Pflicht zur Vorlage der Ergebnisse einer SÜ entfällt, wenn der Genehmigungsinhaber gegenüber der Aufsichtsbehörde und der Genehmigungsbehörde verbindlich erklärt, dass er den Leistungsbetrieb der Anlage spätestens drei Jahre nach dem im Atomgesetz zuletzt genannten Termin zur Vorlage der SÜ endgültig einstellen wird.

Tabelle 14-1 Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke

(Nach Atomgesetz, Anlage 4 [1A-3]: Sicherheitsüberprüfung nach § 19a Abs. 1)

	Anlage		Typ	Termin*)
1	Biblis A	KWB A	DWR	31.12.2001
2	Biblis B	KWB B	DWR	31.12.2000
3	Neckarwestheim 1	GKN 1	DWR	31.12.2007
4	Brunsbüttel	KKB	SWR	30.06.2001
5	Isar 1	KKI 1	SWR	31.12.2004
6	Unterweser	KKU	DWR	31.12.2001
7	Philippsburg 1	KKP 1	SWR	31.08.2005
8	Grafenrheinfeld	KKG	DWR	31.10.2008
9	Krümmel	KKK	SWR	30.06.2008
10	Gundremmingen B	KRB B	SWR	31.12.2007
11	Grohnde	KWG	DWR	31.12.2000
12	Gundremmingen C	KRB C	SWR	31.12.2007
13	Philippsburg 2	KKP 2	DWR	31.10.2008
14	Brokdorf	KBR	DWR	31.10.2006
15	Isar 2	KKI 2	DWR	31.12.2009
16	Emsland	KKE	DWR	31.12.2009
17	Neckarwestheim 2	GKN 2	DWR	31.12.2009

*) Termin für im Leistungsbetrieb befindliche Anlagen

Der Durchführung der Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken sind die jeweils aktuellen bundeseinheitlichen Leitfäden [3-74.1 - 3-74.3] für die deterministische Sicherheitsstatusanalyse, die probabilistische Sicherheitsanalyse und die deterministische Analyse zur Anlagensicherung zugrunde zu legen. Einen Schwerpunkt für die deterministische Sicherheitsstatusanalyse bilden die in Anhang A des Leitfadens für die deterministische Sicherheitsstatusanalyse [3-74.2] zusammengestellten Störfälle (→ Anhang 3) und ein Spektrum von auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen, für die das Vorhandensein von Notfall-schutzmaßnahmen (→ Artikel 18 (i)) ausgewiesen werden muss.

Für alle 17 in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke sowie für die inzwischen abgeschalteten Kernkraftwerke Stade und Obrigheim wurden deterministische Sicherheitsstatusanalysen, probabilistische Sicherheitsanalysen und deterministische Analysen zur Anlagensicherung durchgeführt.

Für die bisher vorliegenden Ergebnisse ist festzuhalten, dass auf der Basis der durchgeführten Analysen der Nachweis erbracht wurde, dass die deutschen Kernkraftwerke die zur Einhaltung der Schutzziele - in den IAEA Standards „fundamental safety functions“ (→ Artikel 18 (i)) genannt - notwendigen sicherheitstechnischen Anforderungen erfüllen.

Durchgeführte Sicherheitsbewertungen

Deterministische Sicherheitsanalysen

Auf diese Analysen wurde im Abschnitt „Sicherheitsüberprüfung“ bereits eingegangen.

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA)

In Deutschland wurde Mitte der 1970er Jahre damit begonnen, probabilistische Sicherheitsanalysen ergänzend zur deterministischen Sicherheitsbewertung einzusetzen. Die Entwicklung von probabilistischen Methoden und ihrer beispielhaften Anwendung wurde seit den 1970er Jahren im Wesentlichen von der GRS im Auftrag der Bundesregierung durchgeführt.

Die für die probabilistische Sicherheitsanalyse anzuwendenden Methoden und Daten sind in ergänzenden technischen Dokumenten („Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ und „Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“) [4-7] zu den behördlichen Leitfäden [3-74.1 - 3-74.3] beschrieben und 1996 erstmals veröffentlicht worden.

Die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke haben seit 1990 probabilistische Sicherheitsanalysen als Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfung für alle deutschen Kernkraftwerke erstellt. Inzwischen liegen für alle deutschen Kernkraftwerke probabilistische Sicherheitsanalysen der Stufe 1 nach [3-74.1] vor. Diese haben zu technischen und prozeduralen Verbesserungen in den Anlagen geführt.

Probabilistische Sicherheitsanalysen umfassen seit 2005 bei einer PSA der Stufe 1 auch die Zustände des Nichtleistungsbetriebs, probabilistische Analysen für die übergreifenden Einwirkungen, Brand und - standortabhängig - auch für Erdbeben sowie eine PSA der Stufe 2 für Zustände des Leistungsbetriebs.

Der vom BMU einberufene und vom BfS geleitete Facharbeitskreis (FAK) PSA ist ein Gremium unabhängiger Experten auf dem Gebiet probabilistischer Sicherheitsanalysen. Der FAK PSA erarbeitet Vorschläge für die Fortschreibung der technischen Dokumente zu Methoden und Daten für die PSA entsprechend dem gefestigten Kenntnisstand.

Durchgeführte Nachrüstungen und Verbesserungen sowie laufende Aktivitäten

Der wachsende Kenntnisstand und Anforderungen der Behörden haben zu sicherheitsgerichteten Nachrüstungen und Verbesserungen der Anlagen geführt. Dabei wurden auch Erkenntnisse aus den Sicherheitsüberprüfungen herangezogen. Einige wichtige Maßnahmen seit 2008 sind im Folgenden aufgeführt.

Beeinträchtigung der Wasseransaugung aus dem Sumpfraum von DWR-Anlagen bei Störfällen mit Kühlmittelverlust (KMV-Störfälle)

Bei KMV-Störfällen mit Freisetzung von Isoliermaterial kann sich dieses an den Sumpfansaugsieben anlagern. Im weiteren Störfallverlauf kann die Einlagerung von Korrosionsprodukten und Mikropartikeln bereits ab ca. 10 Stunden zu einer auslegungsüberschreitenden Erhöhung der Druckverluste über die Sumpfsiebe führen.

Weiterhin kann es zum Kerneintrag und zur Ablagerungen von Isolierfasern an den Brennelementabstandshaltern kommen. Diese Ablagerungen können unter Umständen zu einer Verstopfung von Brennelementkanälen und daher zu einer Verschlechterung der Kernkühlung führen.

Auf der Grundlage der RSK-Stellungnahmen der 374. und 408. Sitzung der RSK stellte das BMU 2008 Forderungen an die Nachweisführung auf. Dementsprechend sollen Maßnahmen zur Überwachung, Begrenzung und Reduzierung der Druckverluste über Sumpfsiebbelägen (Mindestmengenbetrieb und Rückspülen) im Rahmen der Störfallbeherrschung vorgesehen werden. Die Rückhaltevorrichtungen im Ansaugbereich der Not- und Nachkühlpumpen sollen so gestaltet werden, dass die Kernkühlung nicht unzulässig beeinträchtigt wird.

Folgende Maßnahmen wurden in den betroffenen DWR-Anlagen realisiert oder befinden sich in der Umsetzung:

- Reduzierung der Maschenweite der Sumpfansaugsiebe auf 2x2mm
- Differenzdruckmessung an den Sumpfansaugsieben
- Reduzierung des Durchsatzes bzw. Mindestmengenbetrieb bei Erreichen von Grenzwerten
- Rückspülen der Sumpfansaugsiebe wenn Durchsatzreduzierung bzw. Mindestmengenbetrieb nicht ausreichend.

Die Anforderungen an die Nachweisführung beim SWR bauen auf einer RSK-Stellungnahme von 1996 auf. Diese Anforderungen werden derzeit überarbeitet.

Störfallverhalten von Brennelementen mit Hüllrohren aus Zirkonium-Niob

Die deutschen Betreiber beteiligen sich am OECD-CABRI-Water-Loop-Programm in Frankreich zur Vervollständigung der experimentellen Datenbasis für höhere Abbrände und für repräsentative Kühlungsbedingungen der Brennelemente, jedoch ist auf Grund von Verzögerungen erst ab 2010 mit Versuchsergebnissen zu rechnen. Die dort erwarteten Daten sollen ebenfalls der Validierung der Rechenmodelle dienen.

Deborierung

Bei einem Kühlmittelverluststörfall mit kleinem Leckquerschnitt besteht bei DWR Anlagen die Möglichkeit, dass deboriertes Kühlmittel, das sich während eines 'Reflux-Condenser'-Betriebs gebildet hat, in den Reaktorkern eingetragen wird, wodurch die Borkonzentration im Kern abnimmt und die Unterkritikalität gefährdet wird.

Für die eingesetzten Kernbeladungen ist auf Basis konservativ gesetzter Randbedingungen zu zeigen, dass der geforderte Mindestabstand zur Kritikalität des Reaktors erhalten bleibt.

Zur Verbesserung der Aussagegenauigkeit der verwendeten Analysemethoden wurden in den Versuchsanlagen von PKL III und ROCOM experimentelle und analytische Untersuchungen durchgeführt bzw. sind in Arbeit.

Hierbei sind insbesondere Detailfragen im Zusammenhang mit dem Entstehen und der Ansammlung von deborisiertem Kühlmittel und den Vermischungsvorgängen (Mischung von deborisiertem und hochboriertem Fluid im RDB-Ringraum und im unteren Plenum) von Bedeutung.

Software-basierte Leittechnik

Gegenwärtig wird in deutschen Kernkraftwerken software-basierte Leittechnik grundsätzlich nur für Funktionen eingesetzt, die nicht der höchsten Sicherheitsbedeutung zuzurechnen sind (d. h. ohne direkte Bedeutung für die auslegungsgemäße Störfallbeherrschung, jedoch relevant für die Störfallprävention oder die Beherrschung von Ereignissen der Sicherheits-ebene 4a). Diese Funktionen finden sich z. B. bei der betrieblichen Reaktorregelung und Reaktorleistungsbegrenzung sowie bei der Leittechnik in Notstandssystemen (→ Artikel 18 (i)). In wenigen Fällen werden Funktionen von Notstandssystemen bei übergreifenden Einwirkungen (z. B. anlageninterner Brand, Bemessungserdbeben) auch zur Störfallbeherrschung herangezogen.

Software-basierte Leittechnik in Sicherheitssystemen mit den höchsten Zuverlässigkeitsanforderungen für Funktionen zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen (z. B. Reaktor-schutz) kam bisher in deutschen Kernkraftwerken noch nicht zum Einsatz.

Der Einsatz software-basierter Leittechnik wurde intensiv zwischen allen Beteiligten (Betreiber, Hersteller, Behörden, unabhängige Sachverständige) sowie im zuständigen Ausschuss der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) unter Berücksichtigung des internationalen Erkenntnisstandes diskutiert. Im Vordergrund standen prinzipielle Auslegungsanforderungen zur Zuverlässigkeit und Nachweisführung sowie Konzepte zur Realisierung der Hard- und Softwarekonfiguration. Konkrete technische Lösungen, wie die sicherheitstechnischen Anforderungen insbesondere im Hinblick auf die notwendige Beherrschung des CCF erfüllt werden können, sollen jetzt im Rahmen von anlagenbezogenen Genehmigungsverfahren von den Betreibern und Herstellern erarbeitet werden.

Im Zusammenhang mit der Beherrschbarkeit von nicht grundsätzlich ausschließbaren Common Cause Failures (CCF) werden Anforderungen an die rechnerbasierte Leittechnik diskutiert.

Aktivitäten in Folge eines Ereignisses im KKW Krümmel im Jahr 2007

Als Ergebnis der vertieften Auswertung eines Ereignisses im KKW Krümmel im Jahr 2007 (Brand eines Maschinentransformators [INES 0]), wurden verschiedene Sicherheitsaspekte von generischer Bedeutung aufgegriffen und hinsichtlich von Verbesserungsmaßnahmen in Fachgremien diskutiert und in konkrete Aufsichtsverfahren eingebracht. Zu diesen Sicherheitsaspekten gehörten insbesondere personelle und organisatorische Einflüsse, die in Artikel 12 detailliert behandelt werden.

Als technische Verbesserungsmaßnahmen, die bei mehreren deutschen Kernkraftwerken durchgeführt wurden, sind Vorkehrungen zur Vermeidung eines Raucheintrags in sicherheitstechnisch wichtige Raumbereiche bei einem Brand auf dem Kernkraftwerksgelände zu nennen (→ Artikel 6).

Behördliche Überprüfung

Im Rahmen des behördlichen Aufsichtsverfahrens wird die Bewertung der Sicherheit der Anlagen fortlaufend überprüft. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, wird die Notwendigkeit von Verbesserungen geprüft. Überprüfungen erfolgen in den Anlagen vor Ort und durch die Prüfung von Unterlagen.

Im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht der Bundesländer werden durch den Betreiber vorgenommene Sicherheitsbewertungen sowohl kontinuierlich als auch diskontinuierlich

sowie bei den gesonderten periodischen Sicherheitsüberprüfungen überprüft und die daraus resultierenden Ergebnisse umgesetzt. Darüber hinaus ist hinsichtlich anlagenübergreifender Aspekte die Fachaufsicht des Bundes tätig.

Für die Prüfung der von den Betreibern vorgelegten Unterlagen kann die zuständige Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde gemäß § 20 AtG unabhängige Sachverständige zur Begutachtung fachspezifischer Aspekte hinzuziehen (→ Artikel 8 (1)). Die grundsätzlichen Anforderungen an Gutachten sind in einer Richtlinie [3-34] formuliert.

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

Auch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden selbst und von ihnen beauftragte nachgeordnete Behörden führen eigene Messungen und Überprüfungen durch.

Dies ist insbesondere im Bereich der Emissionsüberwachung der Anlagen durch unabhängige Messstellen (Kernreaktor-Fernüberwachung KFÜ) und durch eigene Beprobung der Anlagenumgebung realisiert.

14 (ii) Nachprüfung der Sicherheit

Regulatorische Anforderungen

Beim Anlagenbetrieb sind die Vorschriften des Atomgesetzes und der auf Grund des Atomgesetzes erlassenen Rechtsverordnungen einzuhalten. Die hierauf beruhenden Anordnungen und Verfügungen der Aufsichtsbehörden und die Bestimmungen des Bescheids über die Genehmigung oder allgemeine Zulassung und die nachträglichen Auflagen sind zu befolgen.

Der Genehmigungsinhaber wird mit der Genehmigung rechtlich verpflichtet, regelmäßig durch wiederkehrende Prüfungen nachzuweisen, dass die für die Sicherheit der Anlage wesentlichen Anlagenmerkmale sowie Sicherheits- und Barrierefunktionen gegeben sind und die Qualität und Wirksamkeit der sicherheitstechnischen Maßnahmen und Einrichtungen gewährleistet sind. Die entsprechenden Bestimmungen sind in den Genehmigungen, in Sicherheitsspezifikationen und in der Sicherheitsdokumentation enthalten.

Detaillierte Anforderungen an Überwachung, wiederkehrende Prüfungen und Inspektion sind nach Regel [KTA 1201] im Betriebshandbuch und nach Regel [KTA 1202] im Prüfhandbuch darzulegen.

Vorgehen der Betreiber bei Zweifeln an der Störfallbeherrschung

Im Zusammenhang mit der Auswertung nationaler Betriebserfahrung hat es das Bundesumweltministerium für erforderlich gehalten, dass die Betreiber die Aufsichtsbehörden unverzüglich informieren, wenn aufgrund gesicherter naturwissenschaftlich-technischer Erkenntnisse Zweifel an der Störfallbeherrschung entstehen (siehe vorherige Berichte). Eine Meldepflicht besteht nach der AtSMV dann nicht, da lediglich ein Verdacht besteht.

Nach gerichtlicher Klärung von Teilfragen zu einzelnen Anlagen haben die Betreiber zusätzlich zur bestehenden umfangreichen Informationspraxis diese Informationspflicht in den Betriebshandbüchern verbindlich festgeschrieben.

Regelmäßige Sicherheitsnachweise des Betreibers

Die Verantwortung der Kernkraftwerksbetreiber erfordert, dass die Sicherheit der Anlage über ihre gesamte Betriebszeit den Bestimmungen der geltenden Genehmigungen für den Anlagenbetrieb entspricht. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, ist die Notwendigkeit und Angemessenheit von Verbesserungen zu prüfen.

Vom Betreiber werden regelmäßig wiederkehrende Prüfungen an den Sicherheitseinrichtungen, abgestuft nach ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung, durchgeführt. Zu den wiederkehrenden Prüfungen gehören die Funktionsprüfungen zum Nachweis der Funktionsfähigkeit und die zerstörungsfreien Prüfungen zum Nachweis des fehlerfreien Zustandes. Außerdem werden beim Anlagenbetrieb regelmäßige und vorbeugende Instandhaltungsmaßnahmen an den Kraftwerkssystemen durch den Betreiber geplant und durchgeführt sowie die Betriebserfahrungen ausgewertet (→ Artikel 19 (vii)).

Die wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen werden entsprechend dem Prüfhandbuch durchgeführt (→ Artikel 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 Prüfdurchführung 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 mittlerer Umfang pro Jahr mit Revision der nach Prüfliste erforderlichen wiederkehrenden Prüfungen zeigt die Tabelle 14-2, die typisch ist für ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor.

**Tabelle 14-2 Mittlere Anzahl wiederkehrende Prüfungen pro Jahr,
typisch für einen DWR (Baulinie 3) mit jährlicher Revision**

Prüfobjekte	während Betrieb	bei Revision	Gesamt
Sicht- und Funktionsprüfungen	3698	527	4225
Strahlenschutz	400	3	403
Hebezeuge	134	12	146
Zerstörungsfreie Prüfungen	24	40	62
Bautechnik	28	5	33
Objektsicherung	307	1	308
Summe	4591	588	5179

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

Ebenso werden regelmäßig die behördlich auf der Basis des konventionellen Regelwerks geforderten Prüfungen durch den Betreiber durchgeführt (z. B. nach der Betriebssicherheitsverordnung).

Damit Befunde, Mängel und Ausfälle, die die Notwendigkeit entsprechender Abhilfemaßnahmen nach sich ziehen, sicher vom Zeitpunkt ihrer Erkennung durch den Prozess der technischen Klärung bis zur Durchführung der notwendigen Maßnahme geleitet werden, ist ein entsprechendes, in der Regel EDV-gestütztes Betriebsführungssystem implementiert. Auf diese Weise wird sichergestellt, dass Abweichungen vom Soll-Zustand der Anlage zu den erforderlichen Instandsetzungsmaßnahmen führen. Weitere Ausführungen hierzu finden sich in Artikel 19 (iii).

Alterungsmanagement

Die Maßnahmen zur langfristigen Aufrechterhaltung der erforderlichen Qualität (Alterungsmanagement) sind ein integraler Bestandteil der Qualitätsanforderungen im deutschen Regelwerk, insbesondere in den KTA-Regeln. Alterungsphänomene sind dort unter dem Begriff „Betriebseinflüsse“ behandelt.

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,
- die Überwachung der Einrichtungen und Betriebsbedingungen hinsichtlich sicherheitsrelevanter Veränderungen,
- der regelmäßige Austausch von erfahrungsgemäß anfälligen Bauteilen der Einrichtungen im Rahmen der vorbeugenden Instandhaltung (→ Artikel 19 (iii)),
- die Ertüchtigung oder der Austausch von technischen Einrichtungen im Falle der Feststellung sicherheitstechnisch bedeutsamer Schwachstellen (→ Artikel 18 (ii)),
- die Optimierung der technischen Einrichtungen und der Betriebsbedingungen,
- die kontinuierliche Auswertung der Betriebserfahrung einschließlich der Umsetzung des Erfahrungsrückflusses (→ Artikel 19 (vii)) und
- der Fachkundeerwerb und -erhalt auf ausreichend hohem Niveau (→ Artikel 11 (2)).

Ergänzt wird dieses Vorgehen durch weiterführende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten.

Durch Auswertung der Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen mit besonderem Augenmerk auf systematische Mängelbefunde wird die rechtzeitige Erkennung von alterungsbedingten Ausfallursachen gewährleistet. Hinsichtlich der Alterung sind im Regelwerk zu bestimmten Anlagenteilen spezielle Anforderungen enthalten (z. B. Ermüdungsanalysen für Komponenten der druckführenden Umschließung gemäß Regel [KTA 3201.2], Typprüfungen leittechnischer Komponenten gemäß Regel [KTA 3503] oder Typprüfungen elektrischer Antriebe gemäß Regel [KTA 3504]). Auf Grund der hohen Prüfhäufigkeit der Sicherheitseinrichtungen in deutschen Kernkraftwerken wird in der Regel bereits zu 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.

Die Überwachung sicherheitstechnischer Komponenten auf betriebsbedingte Veränderungen ist in umfassender Weise Gegenstand des genehmigten und aufsichtlich begleiteten Programms der wiederkehrenden Prüfungen. Darüber hinausgehend haben die Betreiber ein Alterungsmanagement-Konzept erarbeitet, dass auch die übrigen, verfügbarkeitsrelevanten Komponenten in ein eigenverantwortliches Überwachungsprogramm mit einbringt. Dieses Konzept wird in den Anlagen mit zunehmendem Detaillierungsgrad gegenwärtig umgesetzt und fortgeschrieben. Dabei werden generische Aspekte im Rahmen Betreiber übergreifender Arbeitsvorhaben verfolgt.

Die Installation des Alterungsmanagementsystems in den Anlagen ist weit fortgeschritten. Die Implementierung wird von den Aufsichtsbehörden intensiv begleitet.

Einen Sonderfall der Alterung stellt die Neutronenversprödung der druckführenden Wandung des Reaktordruckbehälters dar. Zur Feststellung der Änderungen der Materialeigenschaften infolge von Neutronenbestrahlung werden Einhängeproben des Originalwerkstoffes des Reaktordruckbehälters (Voreilproben) in mehreren Intervallen überprüft. Aus den Ergebnissen werden bruchmechanische Kennwerte abgeleitet, die der Integritätsbewertung des Reaktordruckbehälters zugrunde gelegt werden. Entsprechende Ergebnisse liegen für alle Anlagen vor und weisen eine ausreichende Zähigkeit bis zum Ende der vorgesehenen Betriebszeit aus.

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

Die RSK hat im Juli 2004 eine Empfehlung zur „Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken“ vorgelegt. Demnach sollen u. a. anlagenspezifische Basisberichte zum Alterungsmanagement erstellt und in regelmäßigen Abständen fortgeschrieben werden. Die Behörden begleiten die Umsetzung der Alterungsmanagementsysteme im Fachausschuss Reaktorsicherheit des Länderausschusses für Atomkernenergie und dessen Arbeitskreis Aufsicht/Reaktorbetrieb.

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) hat im November 2005 den Beschluss gefasst, zum Thema Alterungsmanagement ein neues Regelwerksvorhaben zu initiieren. Die Arbeiten wurden im Mai 2006 aufgenommen. Seit 11/2009 liegt die Regel [KTA 1403] „Alterungsmanagement in Kernkraftwerken“ als Regelentwurf vor.

Maßnahmen für betreiberinterne Überprüfungen

WANO-Peer-Reviews

Die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke führen in Anlehnung an die WANO-Peer-Reviews „Nationale Peer-Reviews“ durch. Ziel dieser Initiative ist es, analog zu WANO-Peer-Reviews, repräsentative Aussagen über die Qualität der administrativen/operativen Betriebsführung in den Kernkraftwerken zu erhalten und ggf. Optimierungen vorzunehmen. Dreizehn repräsentative Prozesse (u. a. Instandhaltung, Erfahrungsauswertung, Fachkunde, Technik/Auftragswesen) wurden für diese Reviews ausgewählt, die periodisch in ca. drei Review-Tagen durch Experten anderer deutschen Anlagen überprüft werden. Grundsätzlich wird in jedem deutschen Kernkraftwerk jährlich ein nationales Peer-Review durchgeführt.

Daneben werden in WANO-Peer-Reviews die sicherheitsrelevanten Prozesse von internationalen Experten untersucht.

WANO-Peer-Reviews wurden in Deutschland sukzessiv für alle in Betrieb befindlichen Anlagen durchgeführt. Im Zeitraum 1997 - 2009 wurden die Anlagen Grohnde (1997), Grafenrheinfeld (1999), Gundremmingen (2000), Neckarwestheim (2001), Brunsbüttel (2001 und 2005), Isar (2003), Emsland (2004), Brokdorf (2005), Biblis (2005), Unterweser (2005), Krümmel (2006 und 2009), Gundremmingen (2007), Grafenrheinfeld (2007), Grohnde (2007), Isar (2009), Philippsburg (2009) auditiert.

Für einen zweiten Zyklus zur Durchführung von WANO-Peer-Reviews besteht derzeit folgender Vorschlag zur Terminplanung: Emsland (2010), Brokdorf (2010), Brunsbüttel (2010), Neckarwestheim (2011), Biblis (2011), Unterweser (2011) und Krümmel (2011).

Nationale Peer-Reviews

Im Durchschnitt wird in jedem deutschen Kernkraftwerk jährlich ein nationales Peer-Review durchgeführt (→ Artikel 9). Im Zeitraum 2008 bis 2010 waren dies insgesamt 35 Peer-Reviews in die alle in Betrieb befindlichen Anlagen einbezogen waren.

Insgesamt wurde in den Reviews eine Vielzahl von Empfehlungen erarbeitet, die zu Verbesserungen in den Anlagen führten. Der Nutzen für die deutschen Kernkraftwerke generiert sich jedoch nicht nur aus den Empfehlungen der Teams, sondern auch aus dem Erfahrungsgewinn der Peers aus deutschen Kernkraftwerken, die zahlreich bei internationalen WANO-Peer-Reviews eingesetzt werden.

OSART-Missionen

In Deutschland wurden bislang auf entsprechenden Antrag hin fünf OSART-Missionen der IAEO durchgeführt. Die Missionstermine gruppieren sich hauptsächlich auf einen ersten Zeitraum Ende der 1980er und Anfang der 1990er Jahre: Biblis A (DWR) 1986, Krümmel (SWR) 1987, Philippsburg 2 (DWR) 1987, 2004 mit Follow-up 2006 und Grafenrheinfeld (DWR) 1991 (mit Follow-up-Mission 1993).

Die jüngste OSART-Mission in Deutschland wurde 2007 in Neckarwestheim durchgeführt. Die Follow-up-Mission im Mai 2009 ergab, dass ein Großteil der aus der Mission resultierenden Hinweise bereits erfüllt und bei den übrigen Hinweisen ein zufriedenstellender Fortschritt erzielt worden ist.

So wurden Verbesserungen vorgenommen bei

- Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten bei der Notfallplanung,
- Kommunikation, Teamorganisation und Prozessen,
- Strukturierung und Bereitstellung der Anlagendokumentation unter Berücksichtigung der Hierarchiestufe und Sicherheitsrelevanz der einzelnen Dokumente und
- Vorgehensweisen bei zeitlich befristeten Anlagenänderungen.

Termine für weitere OSART-Missionen in einem deutschen Kraftwerk stehen bisher noch nicht fest.

Überprüfungen im Rahmen der staatlichen Aufsicht

Die Erfüllung der mit der Genehmigung verbundenen Pflichten des Betreibers wird von der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde überwacht und ggf. durchgesetzt.

Zusätzlich zu den Eigenkontrollen der Betreiber findet eine Nachprüfung der Sicherheit im Rahmen der staatlichen Aufsicht statt. Die Aufsichtsbehörden überprüfen unter Einsatz verschiedener Methoden, ob die Betreiber ihren Verpflichtungen nachkommen. Die Auswahl der angewandten Prüfmethoden hängt dabei auch vom Anlagenzustand wie z. B. Errichtung, Betrieb, Revision oder Änderung ab.

Begleitende Prüfungen während der Errichtung, Inbetriebsetzung und Änderung

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

Prüfungen während des Betriebes

Zur Durchführung von Prüfungen und Kontrollen im Kernkraftwerk nimmt die Aufsichtsbehörde des jeweiligen Landes regelmäßig Inspektionen vor Ort vor, zum Teil auch unter Hinzuziehung von Sachverständigen. Solche Inspektionen können auf die Beantwortung spezieller Fragestellungen gerichtet sein oder mit dem Ziel einer allgemeinen Anlagenbegehung durchgeführt werden.

Routinemäßig überprüft werden zum Beispiel:

- die Einhaltung der Schutzvorschriften der Strahlenschutzverordnung (Kennzeichnung radioaktiver Stoffe, Abgrenzung und Kennzeichnung von Sperrbereichen und Kontrollbereichen, Durchführung von Kontaminations- und Ortsdosisleistungsmessungen, Ausstattung der Beschäftigten mit Dosimetern),
- die Einhaltung der Vorschriften über die Objektsicherung,
- die Anwesenheit des vorgeschriebenen Bedienungs- und Bewachungspersonals,
- die Brandschutzmaßnahmen sowie der Zustand der Flucht- und Rettungswege unter sicherheitstechnischen Gesichtspunkten sowie
- die Einhaltung der Vorschriften zu Freischalt- und Freigabeprozeduren.

Darüber hinaus dienen Inspektionen vor Ort der Information über den Stand und den Ablauf von Instandhaltungsvorgängen und von Änderungsmaßnahmen sowie der Überprüfung des Betriebshandbuchs auf der Warte, der Schicht- und Wachbücher und der sonstigen vom Betreiber geführten Aufzeichnungen. In der Anlage werden außerdem in unregelmäßigen Abständen die Aufzeichnungen über die Personendosimetrie, über die radioaktiven Emissionen und sonstige Aufzeichnungen, zu denen der Betreiber verpflichtet ist, kontrolliert.

Die Inspektionen vor Ort durch die Aufsichtsbehörde werden ergänzt durch Anlagenbegehungen und Kontrollen der Betriebsführung, die von einem zugezogenen Sachverständigen durchgeführt werden. Diese Vor-Ort-Kontrollen des Sachverständigen werden auf der Basis von Jahresplänen, die zwischen dem Sachverständigen und der Aufsichtsbehörde abgestimmt sind, durchgeführt. Die vom Betreiber selbst durchgeführten wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten werden von den Sachverständigen der Aufsichtsbehörden in festgelegten Intervallen begleitet. Neben solchen anlassunabhängigen Inspektionen finden auch Inspektionen aufgrund meldepflichtiger Ereignisse oder sonstiger Befunde statt, bei denen sich Aufsichtsbehörde und Sachverständige vor Ort ein eigenes Bild von dem Befund verschaffen.

Die Betreiber sind, z. B. durch Genehmigungsaufgaben, zur Vorlage von schriftlichen Berichten zu verschiedenen Themenbereichen verpflichtet. Hierzu gehören z. B. Sachverhalte des Betriebs, der Sicherheit, des Strahlenschutzes einschließlich der Umgebungsüberwachung sowie zum Bestand und Verbleib radioaktiver Stoffe. Solche Berichte werden von der Aufsichtsbehörde, von nachgeordneten Behörden oder von zugezogenen Sachverständigen ausgewertet. Auffälligkeiten werden durch weitere Nachforschungen nachgegangen.

Der aktuelle Betriebszustand der Kernkraftwerke wird mit Hilfe des Kernkraftwerk-Fernüberwachungssystems (KFÜ) (→ Artikel 15) direkt von der Aufsichtsbehörde des Landes oder einer nachgeordneten Behörde verfolgt. Durch dieses Übermittlungssystem können Behördenmitarbeiter wichtige Betriebsparameter und Emissionsdaten der Anlage online verfolgen. Die übermittelten Werte werden in kurzen Zeitabständen aktualisiert und abgespeichert, so dass sie bei Bedarf auch im Nachhinein für Recherchen zur Verfügung stehen. Bei Überschreitung von spezifizierten Grenzwerten wird die Aufsichtsbehörde automatisch alarmiert.

Artikel 14: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Gesetzlich zusätzlich vorgeschriebene Sicherheitsüberprüfungen erfolgten seit 2007 in den Kernkraftwerken Neckarwestheim-1, Gundremmingen-B, Gundremmingen-C, Grafenrheinfeld, Krümmel, Philippsburg-2, Isar-2, Emsland und Neckarwestheim-2. Für die Anlagen Grohnde und Biblis B ist die Fertigstellung bis Ende 2010 vorgesehen.

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) hat im November 2005 den Beschluss gefasst, zum Thema Alterungsmanagement ein neues Regelwerksvorhaben zu initiieren. Die Arbeiten wurden im Mai 2006 aufgenommen. Seit 11/2009 liegt die Regel [KTA 1403] „Alterungsmanagement in Kernkraftwerken“ als Regelentwurf vor.

Im Rahmen von WANO Peer Reviews wurden seit 2007 die Kernkraftwerke Gundremmingen (2007), Grafenrheinfeld (2007), Grohnde (2007), Isar (2009) und Philippsburg (2009) auditiert.

Artikel 14: Zukünftige Aktivitäten

Die Aktualisierung der technischen Dokumente zur PSA-Methodik („Methoden zur probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ und „Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“) [4-7] wird in den Themenfeldern Nichtleistungsbetrieb, Personalhandlungen, Erdbeben-PSA und PSA der Stufe 2 zurzeit diskutiert.

Für weitere WANO-Peer-Reviews besteht derzeit folgende Terminplanung: Emsland (2010), Brokdorf (2010), Brunsbüttel (2010), Neckarwestheim (2011), Biblis (2011), Unterweser (2011) und Krümmel (2011). Termine über 2011 hinaus stehen derzeit noch nicht fest.

15 Strahlenschutz

ARTICLE 15 RADIATION PROTECTION

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that in all operational states the radiation exposure to the workers and the public caused by a nuclear installation shall be kept as low as reasonably achievable and that no individual shall be exposed to radiation doses which exceed prescribed national dose limits.

Artikel 15 Strahlenschutz

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass die von einer Kernanlage ausgehende Strahlenbelastung für die Beschäftigten und die Öffentlichkeit in sämtlichen Betriebsphasen so gering wie vernünftigerweise erzielbar gehalten wird und dass niemand einer Strahlendosis ausgesetzt wird, welche die innerstaatlich vorgeschriebenen Grenzwerte überschreitet.

Überblick zum Regelwerk

Regulatorische Grundlagen

Rechtliche Grundlage für den Umgang mit radioaktiven Stoffen ist die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) [1A-8]. Sie wurde im Laufe der Zeit mehrfach geändert, neu gefasst und an die jeweiligen EURATOM-Grundnormen [1F-18] angepasst, die den Rahmen im Strahlenschutz für die Europäische Union vorschreiben. Die Verordnung enthält Vorschriften, mit denen Mensch und Umwelt vor Schäden durch ionisierende Strahlung zivilisatorischen und natürlichen Ursprungs geschützt werden. Darin sind Anforderungen und Grenzwerte festgelegt, die bei einer Nutzung radioaktiver Stoffe zu Grunde zu legen sind. Hierzu zählt der Umgang mit Kernbrennstoffen sowie Errichtung, Betrieb und Stilllegung von Kernanlagen im Sinne des § 7 des Atomgesetzes (AtG) [1A-3]. Organisatorische und physikalisch-technische Schutzmaßnahmen und medizinische Überwachungen werden vorgeschrieben. Zudem sind Genehmigungspflichten für den Umgang mit künstlich erzeugten radioaktiven Stoffen, für ihre Ein- und Ausfuhr und für ihre Beförderung geregelt.

Maßgeblich für Tätigkeiten im Sinne der Strahlenschutzverordnung sind neben den darin verankerten Prinzipien der Rechtfertigung und der Begrenzung der Strahlenexposition die in § 6 StrlSchV genannten folgenden Strahlenschutzgrundsätze:

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

Gemeinsam mit dem Verhältnismäßigkeitsprinzip, das als Verfassungsgrundsatz stets zu berücksichtigen ist, ergibt sich aus diesen Grundsätzen ein Optimierungsgebot für den Strahlenschutz im Sinne des ALARA-Prinzips.

Die wesentlichen in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte zu jährlichen effektiven Dosen, Organdosen und Lebenszeitdosen werden in den folgenden Textabschnitten behandelt und sind in Tabelle 15-1 zusammengestellt.

Tabelle 15-1 Dosisgrenzwerte aus der Strahlenschutzverordnung

§	Geltungsbereich	Zeitraum	Grenzwert [mSv]
Auslegung und Betrieb kerntechnischer Anlagen			
46	Umgebung kerntechnischer Anlagen		
	effektive Dosis: Direktstrahlung aus Anlagen einschließlich Ableitungen	Kalenderjahr	1,0
	Organdosis für die Augenlinse	Kalenderjahr	15
	Organdosis für Haut	Kalenderjahr	50
47	Grenzwerte für Ableitungen mit Luft oder Wasser im bestimmungsgemäßen Betrieb		
	Effektive Dosis	Kalenderjahr	0,3
	Organdosis für Knochenoberfläche, Haut	Kalenderjahr	1,8
	Organdosis für Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	Kalenderjahr	0,3
	Organdosis für Dickdarm, Lunge, Magen, Blase, Brust, Leber, Speiseröhre, Schilddrüse, andere Organe oder Gewebe, soweit nicht oben genannt	Kalenderjahr	0,9
49	Störfallplanungswerte für Kernkraftwerke		
	Effektive Dosis	Ereignis	50
	Organdosis Schilddrüse und Augenlinse	Ereignis	150
	Organdosis Haut, Hände, Unterarme, Füße, Knöchel	Ereignis	500
	Organdosis Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	Ereignis	50
	Organdosis Knochenoberfläche	Ereignis	300
	Organdosis Dickdarm, Lunge, Magen, Blase, Brust, Leber, Speiseröhre, andere Organe oder Gewebe, soweit nicht oben genannt	Ereignis	150
Dosisgrenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen			
55	Beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie A		
	Effektive Dosis	Kalenderjahr	20
	Organdosis für die Augenlinse	Kalenderjahr	150
	Organdosis für Haut, Hände, Unterarme, Füße und Knöchel	Kalenderjahr	500
	Organdosis für Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	Kalenderjahr	50
	Organdosis für Schilddrüse, Knochenoberfläche	Kalenderjahr	300
	Organdosis für Dickdarm, Lunge, Magen, Blase, Brust, Leber, Speiseröhre, andere Organe oder Gewebe, soweit nicht oben genannt	Kalenderjahr	150
	Beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie B		
	Effektive Dosis	Kalenderjahr	6
	Organdosis für Augenlinse	Kalenderjahr	45
	Organdosis Haut, Hände, Unterarme, Füße, Knöchel	Kalenderjahr	150
	Körperdosis für Personen unter 18 Jahren		
	Auszubildende 16 - 18 Jahre mit Erlaubnis der Behörde	Kalenderjahr	1
	Organdosis Gebärmutter für gebärfähige Frauen	Kalenderjahr	6
	Ungeborenes Kind	Monat	2
56	Effektive Dosis	Schwangerschaft	1
56	Effektive Dosis	Gesamtes Leben	400
58	Besonders zugelassene Strahlenexpositionen		
	in außergewöhnlichen Umständen (nur Freiwillige der Kategorie A, nach Genehmigung durch die Behörde)		
	Effektive Dosis	Berufsleben	100
	Organdosis für die Augenlinse	Berufsleben	300
	Organdosis für Haut, Hände, Unterarme, Füße und Knöchel	Berufsleben	1000
59	Bei Maßnahmen zur Abwehr von Gefahren für Personen ist anzustreben, dass eine effektive Dosis von mehr als 100 mSv nur einmal im Kalenderjahr und eine effektive Dosis von mehr als 250 mSv nur einmal im Leben auftritt (nur Freiwillige über 18 Jahre).		

Anforderungen an den Schutz der Beschäftigten

Die Strahlenexposition des Personals wird durch die Strahlenschutzverordnung limitiert (→ Tabelle 15-1). Der Grenzwert der Körperdosis für beruflich strahlenexponierte Personen ist eine effektive Dosis von maximal 20 mSv im Kalenderjahr. Weitere Grenzwerte sind für Organe und Gewebe festgelegt. Personen unter 18 Jahren und gebärfähige Frauen unterliegen strengerem Grenzwerten. Ein ungeborenes Kind darf durch die Berufstätigkeit der Mutter nicht mehr als 1 mSv erhalten. Die Summe der in allen Kalenderjahren ermittelten effektiven Dosen beruflich strahlenexponierter Personen darf die Lebenszeitdosis von 400 mSv nicht überschreiten, um zu gewährleisten, dass die Exposition des Personals während der Lebensarbeitszeit auf ein vertretbares Maß begrenzt wird.

Abweichend von den kalenderjährlichen Grenzwerten können höhere Strahlenexpositionen bis zu 100 mSv zugelassen werden, um unter außergewöhnlichen Umständen notwendige Arbeitsvorgänge durchzuführen. Bei Maßnahmen zur Abwehr von Gefahren für Personen ist anzustreben, dass eine effektive Dosis von mehr als 100 mSv nur einmal im Kalenderjahr und eine effektive Dosis von mehr als 250 mSv nur einmal im Leben auftritt.

Die Körperdosen werden an Personen ermittelt, die sich im Kontrollbereich aufhalten. Dazu wird in der Regel die Personendosis mit betrieblichen elektronischen Dosimetern des Betreibers und amtlichen passiven Dosimetern gemessen und zusätzlich die Dosis durch Inkorporation, in der Regel durch Überwachung der luftgetragenen Aktivitätskonzentration oder Ganz- bzw. Teilkörpermessungen, ermittelt. Einzelheiten hierzu sind in den Richtlinien zur Ermittlung der Körperdosen bei äußerer und innerer Strahlenexposition [3-42.1] und [3-42.2] festgelegt. Neben einer innerbetrieblichen Dosimetrie durch die Betreiber auf Grundlage der betrieblichen elektronischen Dosimeter wird eine unabhängige amtliche Dosimetrie des Personals durch von den zuständigen Behörden bestimmte Messstellen mit von ihnen ausgegebenen passiven Dosimetern durchgeführt. Die in der Regel monatlich ermittelten Messwerte werden von diesen Messstellen dem Strahlenschutzverantwortlichen bzw. Strahlenschutzbeauftragten und an das zentrale Strahlenschutzregister übermittelt.

Die Richtlinie [3-42.2] wurde zuletzt im Jahr 2007 überarbeitet. Hierbei wurden die Anforderungen an die Ermittlung der inneren Strahlenexposition an die Vorgaben der Strahlenschutzverordnung angepasst. Insbesondere wurden hierbei Dosiskoeffizienten und Retentionsfunktionen neu berechnet und in tabellarischer Form bereitgestellt. Darüber hinaus wurden die Anforderungen aus verschiedenen Richtlinien an die Ermittlung der inneren Strahlenexposition überarbeitet und nunmehr in der Richtlinie [3-42.2] gebündelt, so dass diese Richtlinien außer Kraft gesetzt werden konnten.

Für beruflich strahlenexponierte Personen werden die Kategorien „A“ und „B“ unterschieden. Personen mit einer möglichen beruflichen Strahlenexposition von mehr als 6 mSv im Jahr werden in die Kategorie „A“ eingestuft. Für diese Personen ist eine jährliche arbeitsmedizinische Vorsorgeuntersuchung von behördlich dazu ermächtigten Ärzten vorgesehen. Für Personen der Kategorie B darf die effektive jährliche Exposition 6 mSv nicht überschreiten, ihre ärztliche Untersuchung erfolgt nur nach spezieller Vorgabe der zuständigen Behörde. Darüber hinaus ist für Personen, die in fremden Kontrollbereichen tätig werden, ein Strahlenschutzpass zu führen. Die Regelungen [2-2] hierzu stellen sicher, dass alle Expositionen aus Tätigkeiten - auch außerhalb von Kernkraftwerken (z. B. bei der Radiographie in der konventionellen Industrie) oder im Zusammenhang mit Arbeiten im Umfeld natürlich vorkommender Radionuklide - für diesen Personenkreis berücksichtigt werden und damit die Einhaltung der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung auf Basis der Gesamtexposition aus allen Anwendungsbereichen gewährleistet wird.

Der Schutz der in Kernkraftwerken tätigen Personen wurde schon bei der Auslegung der Kernkraftwerke berücksichtigt. Dazu dienen die Vorschriften der Strahlenschutzverordnung und des nachgeordneten Regelwerkes wie z. B. die Richtlinie [3-43] und die Regel [KTA 1301.1]. Die Aspekte der Auslegung werden auch bei wesentlichen Änderungen von Anlagen berücksichtigt. Organisatorische und technische Maßnahmen zur Reduzierung der Strahlenexposition der tätigen Personen wurden früh in der Regel [KTA 1301.2] und in der Richtlinie über die Strahlenschutzmaßnahmen während des Betriebs einer Anlage [3-43.1] vorgegeben (→ Artikel 15.2).

Anforderungen an den Schutz der Bevölkerung

Strahlenexposition der Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb

Für die Strahlenexposition der Bevölkerung durch kerntechnische Anlagen im bestimmungsgemäßen Betrieb gelten die in den §§ 46 und 47 StrlSchV festgelegten Dosisgrenzwerte und Anforderungen (→ Tabelle 15-1).

Für die effektive Dosis durch Direktstrahlung einschließlich der Strahlenexpositionen aus Ableitungen ist als Grenzwert 1 mSv im Kalenderjahr festgelegt. Darüber hinaus existieren Grenzwerte für einzelne Organe und Gewebe. Für die Ermittlung der Exposition aus Direktstrahlung ist bei der Auslegung der Anlage Daueraufenthalt anzunehmen, wenn keine begründeten Angaben für hiervon abweichende Aufenthaltszeiten vorliegen.

Die Beiträge zur Exposition durch Ableitungen sind durch § 47 StrlSchV begrenzt. Für Planung, Errichtung und Betrieb von Anlagen gilt ein Grenzwert der effektiven Dosis von jeweils 0,3 mSv im Kalenderjahr für die durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser aus diesen Anlagen bedingten Strahlenexposition von Einzelpersonen der Bevölkerung. Weitere Grenzwerte gelten für einzelne Organe und Gewebe.

Radioaktive Ableitungen werden nuklidspezifisch bilanziert und ermöglichen damit die Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung der Anlagen. Die dabei zu verwendenden Rechenmodelle und Parameter zur Ermittlung der Exposition der Bevölkerung sind in der Strahlenschutzverordnung und in einer Allgemeinen Verwaltungsvorschrift [2-1] angegeben. Danach ist die Strahlenexposition für eine Referenzperson für alle Expositionspfade an den jeweils ungünstigsten Einwirkungsstellen so zu berechnen, dass die zu erwartende Strahlenexposition des Menschen nicht unterschätzt wird.

Strahlenexposition der Bevölkerung bei Störfällen

Zentraler Gegenstand der Überprüfung im Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke sind die geplanten baulichen und technischen Maßnahmen zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen (→ Artikel 18 (i)). Hierbei ist nach § 49 StrlSchV nachzuweisen, dass unter Berücksichtigung der Anforderungen des § 6 StrlSchV (Vermeidung unnötiger Strahlenexposition, ALARA-Gebot) als effektive Dosis in der Umgebung der Anlage im Störfall der Planungswert von 50 mSv (berechnet über alle Expositionspfade als 50- bzw. 70-Jahre-Folgedosis) nicht überschritten wird. Weitere Planungswerte gelten für einzelne Organe und Gewebe. Die für die Nachweisführung zu benutzenden radiologischen Berechnungsmethoden und -annahmen sind in den Berechnungsgrundlagen [3-33] festgelegt.

Strahlenexposition der Bevölkerung bei Unfällen

Unfälle sind aufgrund der Auslegung der Anlagen sehr unwahrscheinlich. Für diese ist eine Festlegung von Dosisgrenzwerten oder Richtwerten als Zielvorgaben für den Schutz der Bevölkerung nicht praktikabel. Vielmehr wurden, u. a. bestätigt durch die Ergebnisse von Risikostudien und probabilistischen Sicherheitsanalysen, organisatorische und technische Maßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes zum Schutz der Bevölkerung ergriffen, um auslegungsüberschreitende Anlagenzustände zu beherrschen oder zumindest in ihren Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage zu reduzieren (→ Artikel 18). Es sollen hierdurch radiologische Situationen vermieden werden, die einschneidende Schutzmaßnahmen wie Evakuierungen oder längerfristige Umsiedlungen erfordern. Unbenommen dieser Maßnahmen auf Seiten der Anlage können bei Bedarf zusätzliche Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung im Rahmen der anlagenexternen Notfallplanung (→ Artikel 16) ergriffen werden, wenn nennenswerte Freisetzungen aus einer Anlage erfolgen oder zu befürchten sind.

Emissions- und Immissionsüberwachung

Die Ableitung radioaktiver Stoffe wird mit den Betriebsgenehmigungen gestattet. Die Genehmigungsbehörden setzen höchstzulässige Aktivitätsmengen und -konzentrationen für die Ableitung fest, die so bemessen sind, dass unter Berücksichtigung der standortspezifischen Ausbreitungsbedingungen und Expositionspfade die aus den Ableitungen in Höhe der zugelassenen Aktivitätsmengen und Aktivitätskonzentrationen resultierende potenzielle Strahlenexposition für Einzelpersonen der Bevölkerung die Grenzwerte des § 47 StrlSchV (→ Tabelle 15-1) nicht überschreitet. Zusammen mit dem Beitrag durch Direktstrahlung dürfen die Grenzwerte des § 46 StrlSchV nicht überschritten werden.

Aus § 6 StrlSchV ergibt sich die Verpflichtung, die Ableitungen radioaktiver Stoffe unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalles auch unterhalb der Grenzwerte der Betriebsgenehmigung so gering wie möglich zu halten. Daher bestehen hohe Anforderungen an die Qualität der Brennelemente, die Zusammensetzung der Materialien und die Reinheit des im Primärsystem eingesetzten Wassers zur Begrenzung der Aktivierung und zur Vermeidung der Kontamination von Komponenten und Systemen. Zusätzlich sind die Anlagen mit Einrichtungen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe ausgerüstet.

Emissionsüberwachung

Nach § 47 StrlSchV [1A-8] dürfen radioaktive Stoffe nicht unkontrolliert in die Umgebung abgeleitet werden. Die Grundlage für Überwachung und Bilanzierung der Emissionen gibt § 48 StrlSchV. Die Programme zur Emissionsüberwachung im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen entsprechen der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) [3-23] und den Regeln [KTA 1503.1], [KTA 1503.2], [KTA 1503.3] und [KTA 1504], die zuletzt 2007 überarbeitet wurden. Die Betreiber kerntechnischer Anlagen führen diese Überwachungsmaßnahmen durch und die Ergebnisse werden den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden vorgelegt.

Die Probenentnahme- und Messverfahren orientieren sich an den beiden Aufgabenstellungen der Überwachung einerseits durch kontinuierliche Messung und andererseits durch Probenentnahme zur Bilanzierung der Ableitung radioaktiver Stoffe nach Art und Menge über die Pfade Fortluft und Wasser.

Die kontinuierliche Messung erfolgt zur Überwachung der Ableitung der Nuklide bzw. Nuklidgruppen mit der Fortluft für radioaktive Edelgase, für an Schwebstoffen gebundene radioaktive Stoffe und für Iod-131, im Abwasser für gammastrahlende Nuklide. Zum Ermitteln der Freisetzungen, die als Folge von Störfällen auftreten können, sind Einrichtungen mit erweiterten Messbereichen eingesetzt. Neben den Messgeräten der Betreiber gibt es weitere Geräte der Aufsichtsbehörden, deren Daten online über das Kernkraftwerk-Fernüberwachungssystem (KFÜ) übertragen werden.

Die Bilanzierung der Ableitung mit der Fortluft umfasst die folgenden Nuklide bzw. Nuklidgruppen: radioaktive Edelgase, an Schwebstoffen gebundene radioaktive Stoffe, radioaktives gasförmiges Iod, Tritium, radioaktives Strontium, Alphastrahler und Kohlenstoff-14. Auf dem Wasserpfad werden gammastrahlende Nuklide, radioaktives Strontium, Alphastrahler, Tritium, Eisen-55 und Nickel-63 bilanziert. Über die bilanzierten Ableitungen wird der Aufsichtsbehörde in der Regel vierteljährlich und jährlich berichtet ([KTA 1503.1], [KTA 1504]).

Die von der Anlage ausgehende Direktstrahlung wird durch Dosismessungen am Kraftwerkszaun überwacht.

Gemäß der Richtlinie zur Kontrolle der Eigenüberwachung [3-44] führt das Bundesamt für Strahlenschutz zusätzlich ein Kontrollprogramm durch. Zur Kontrolle der Überwachung von Emissionen mit der Fortluft werden Kontrollmessungen an Aerosolfilterproben, Iodfilterproben, Tritium-Proben und Kohlenstoff-14-Proben vorgenommen sowie Vergleichsmessungen in der Anlage zum Ermitteln der Emission radioaktiver Edelgase durchgeführt. Zur Kontrolle der Überwachung der Emissionen mit Wasser werden Proben auf gammastrahlende Nuklide, Tritium, Strontium und Alphastrahler untersucht. Die Ergebnisse der Kontrollmessungen werden den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden vorgelegt. Die oben genannte Richtlinie [3-44] verpflichtet die Betreiber darüber hinaus zur Teilnahme an Ringversuchen. Diese Ringversuche ergänzen die umfassende Qualitätskontrolle der Kernkraftwerksbetreiber.

Zur Beurteilung der Auswirkungen der Ableitung radioaktiver Stoffe werden die für die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe bedeutsamen meteorologischen und hydrologischen Parameter standortspezifisch vom Betreiber der kerntechnischen Anlage erfasst. Die Anforderungen an die meteorologischen Instrumentierungen sind in der Regel [KTA 1508] zusammengefasst. Zur Erfassung der Ausbreitungsverhältnisse und Ablagerungsbedingungen im Vorfluter werden im Wesentlichen der mittlere jährliche Abfluss und der mittlere Abfluss des Sommerhalbjahres ermittelt.

Bei der Überarbeitung der Regel [KTA 1504] im Jahr 2007 wurde diese an den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Insbesondere wurden Anforderungen an die Überwachung und Bilanzierung radioaktiv kontaminierten Abwassers und an die Messungen zur Entscheidung über die Ableitung radioaktiv kontaminierten Abwassers aus dem Übergabebehälter an den Abwasserpfad überarbeitet und konkretisiert. Darüber hinaus wurden die bestehenden Anforderungen, soweit erforderlich, an die Regelungen der Strahlenschutzverordnung [1A-8] und an das geänderte Wasserhaushaltsgesetz (WHG) vom 19. August 2002 angepasst.

Immissionsüberwachung

Die Betreiber führen nach § 48 StrlSchV [1A-8] ein behördlich angeordnetes Programm zur Immissionsüberwachung in der Umgebung der Anlage durch. Zusätzlich veranlasst die Behörde Messungen durch eine unabhängige Messstelle.

Die Immissionsüberwachung ergänzt die Emissionsüberwachung. Sie ermöglicht die zusätzliche Kontrolle der Ableitungen sowie die Kontrolle der Einhaltung der Dosisgrenzwerte in der Umgebung der Anlage. In der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) [3-23] sind Programme zur Immissionsüberwachung vor Inbetriebnahme, im bestimmungsgemäßen Betrieb, im Störfall oder Unfall sowie in der Phase der Stilllegung und des sicheren Einschlusses für den Betreiber und die unabhängige Messstelle spezifiziert. Standortspezifische Besonderheiten werden zusätzlich berücksichtigt.

Messungen vor Inbetriebnahme erfassen die noch unbeeinflusste Umweltradioaktivität und Strahlenexposition. Mit Überwachungsmaßnahmen im Betrieb sollen u. a. langfristige Veränderungen überwacht werden, die als Folge der Ableitungen radioaktiver Stoffe auftreten können. Vorbereitete Störfallmessprogramme bilden die Grundlage für die im Störfall oder Unfall durchzuführenden Probeentnahme-, Mess- und Auswerteverfahren. Die Immissionsüberwachung berücksichtigt Expositionspfade, die zu einer Strahlenexposition der Bevölkerung führen können. Probeentnahme- und Messverfahren garantieren, dass relevante Dosisbeiträge durch äußere Bestrahlung, Inhalation und Ingestion im bestimmungsgemäßen Betrieb erkennbar sowie im Störfall oder Unfall ermittelbar sind.

Die Ergebnisse der Immissionsüberwachung werden der Behörde vorgelegt. Angaben über Immissionen werden zentral beim BfS erfasst, bewertet und veröffentlicht.

Fernüberwachung von Kernkraftwerken (KFÜ)

Zusätzlich zur Eigenüberwachung des Genehmigungsinhabers betreiben die atomrechtlich zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder eigene Systeme zur kontinuierlichen Erhebung von Messdaten bezüglich des Emissions- und Immissionsverhaltens der Anlagen (Kernkraftwerk-Fernüberwachungssystem (KFÜ)). Zusammen mit der zeitnahen Übertragung von betrieblichen Daten ist diese kontinuierliche Überwachung ein wirksames Instrument der staatlichen Aufsicht nach § 19 AtG.

Die grundlegenden Anforderungen an das Fernüberwachungssystem sind in den „Rahmenempfehlungen für die Fernüberwachung von Kernkraftwerken“ [3-54] festgehalten. Die Ausgestaltung im Detail erfolgt in Verantwortung des jeweils Aufsicht führenden Landes.

Schwerpunkt des KFÜ ist die kontinuierliche Emissionsüberwachung, die zum Teil zur Eigenüberwachung der Betreiber redundant ausgelegt ist, sowie die Immissionsüberwachung in der Umgebung der Anlagen. Weiterhin werden kontinuierlich meteorologische Daten an die Aufsichtsbehörde übertragen. Verschiedene Betriebsparameter geben Hinweise auf den Betriebszustand der Anlagen.

Die Verwendung der im KFÜ erhobenen Daten umfasst vorrangig die aufsichtliche Verfolgung betrieblicher Vorgänge und Auslösung automatischer Alarmierungen der Aufsichtsbehörde bei Grenzwertüberschreitungen. Die Weiterverarbeitung dieser Daten im Zusammenhang mit meteorologischen Einflussgrößen in geeigneten Rechenprogrammen ermöglicht eine Beurteilung und Prognose der Strahlenexposition in der Umgebung der Anlagen, insbesondere nach einer Freisetzung radioaktiver Stoffe bei Störfällen oder Unfällen. Die Ergebnisse dienen somit auch den Zwecken des Katastrophenschutzes.

Überwachung der Umweltradioaktivität/Integriertes Mess- und Informationssystem

Zusätzlich zur standortbezogenen Überwachung der Umgebung der Kernkraftwerke nach der Richtlinie für die Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen [3-23] wird nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz [1A-5] die allgemeine Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland großräumig durch das Integrierte Mess- und Infor-

mationssystem zur Überwachung der Umweltradioaktivität (IMIS) erfasst. Dieses System wird vom BfS betrieben. Die Überwachung umfasst alle relevanten Umweltbereiche von der Atmosphäre und den Oberflächengewässern bis hin zu Probeentnahmen bei Nahrungsmitteln und Trinkwasser. Kernstück ist das derzeit etwa 1800 Messstellen umfassende Messnetz zur Erfassung der Gamma-Ortsdosisleistung. Alle gemessenen Daten laufen bei der Zentralstelle des Bundes (ZdB) zur Überwachung der Umweltradioaktivität im BfS zusammen und werden von dort an das BMU weitergeleitet. Dieses Mess- und Informationssystem arbeitet kontinuierlich.

Durch die Messungen lassen sich schon geringfügige Änderungen der Umweltradioaktivität schnell und zuverlässig erfassen und bewerten, und die Öffentlichkeit kann gegebenenfalls informiert werden. Bei radioaktiven Einträgen in das Bundesgebiet wird auf Veranlassung des Bundesumweltministeriums vom Routinebetrieb auf einen Intensivbetrieb umgeschaltet, der im Wesentlichen in einer erhöhten Mess- und Probeentnahmefrequenz besteht.

Der Umfang und die Verfahren der erforderlichen Messungen sind in der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift [2-4] für den Routinebetrieb und den Intensivbetrieb festgelegt. Die Ergebnisse werden auch im internationalen Informationsaustausch verwendet (→ Artikel 16 (2)). Zurzeit werden mit wöchentlicher Aktualisierung die Messwerte der Aktivitätskonzentration in Luft sowie täglich der Gamma-Ortsdosisleistung im Bundesgebiet in Kartendarstellung im Internet (www.bfs.de) bereitgestellt.

Regulatorische Anforderungen an die Umsetzung des ALARA-Prinzips

Der Schutz der in Kernkraftwerken tätigen Personen wurde schon bei der Auslegung der Kernkraftwerke berücksichtigt. Hierzu dienen die Vorschriften der Strahlenschutzverordnung und des nachgeordneten Regelwerkes wie z. B. die Richtlinie [3-43] und die Regel [KTA 1301.1]. Die Aspekte der Auslegung werden auch bei wesentlichen Änderungen von Anlagen berücksichtigt. Darüber hinaus wurden organisatorische und technische Maßnahmen zur Reduzierung der Strahlenexposition der tätigen Personen ebenfalls früh in der Regel [KTA 1301.2] und in der Richtlinie über die Strahlenschutzmaßnahmen während des Betriebs einer Anlage [3-43.1] vorgegeben.

[3-43.1] regelt dabei im Detail die Planungsprozesse bzgl. erforderlicher Strahlenschutzmaßnahmen bei der Durchführung von Tätigkeiten in kerntechnischen Anlagen. Das Planungsverfahren ist abhängig von den zu erwartenden Individual- und Kollektivdosen sowie den radiologisch relevanten Randbedingungen. Grundsätzlich ist der Strahlenschutz frühzeitig in die Planung mit einzubeziehen. Abhängig vom Einzelfall ist die Planung auch Gegenstand aufsichtlicher Prüfungen. Mit der Überarbeitung der Richtlinie im Jahr 2004 wurden u. a. die Dosisrichtwerte abgesenkt, oberhalb der ein sogenanntes „spezielles Strahlenschutzverfahren anzuwenden ist, und zwar von 50 mSv auf 25 mSv für die Kollektivdosis und von 10 mSv auf 6 mSv für die effektive Individualdosis. Ein weiteres Kriterium kann das Vorliegen von ungünstigen radiologischen Bedingungen sein. Bei diesem speziellen Strahlenschutzverfahren ist eine deutlich umfassendere Planung und Einbeziehung der Strahlenschutzbelange gegenüber dem „routinemäßigen Strahlenschutzverfahren“ erforderlich.

Die Vorgaben dieser Richtlinie in Verbindung mit dem gewachsenen Strahlenschutzbewusstsein des Personals und die Beteiligung der Aufsichtsbehörden bei der Überprüfung der Planung der Strahlenschutzmaßnahmen und ihrer Umsetzung bilden eine gute Basis für die Implementierung des ALARA-Konzeptes mit dem Ziel der Reduktion und Optimierung der Exposition in den Anlagen.

Die Regel [KTA 1301.2] wurde zuletzt im Jahr 2008 aktualisiert. Hierbei wurden der Inhalt an die Regelungen der Strahlenschutzverordnung von 2001 angepasst und die Änderungen, die sich aus der Überarbeitung der Richtlinie [3-43.1] im Jahr 2005 ergeben haben, umgesetzt sowie Erfahrungen aus dem Betrieb der deutschen Kernkraftwerke berücksichtigt. Insbesondere wurden Anforderungen an die Strahlenschutzorganisation konkretisiert und damit dem hohen Stellenwert der Strahlenschutzorganisation bei der Gewährleistung des Strahlenschutzes im Sinne der Richtlinie [3-43.1] Rechnung getragen.

Ergebnisse der Umsetzung der Strahlenschutzmaßnahmen durch den Betreiber

Exposition des Personals

Kollektiv- und Individualdosen sind bis etwa zum Jahr 2000 deutlich zurückgegangen. Danach zeigen die Baulinien zum Teil unterschiedliches Verhalten. Die Abbildung 15-1 zeigt die mittleren Kollektivdosen pro Jahr und Anlage. Die Expositionen in DWR-Anlagen der Baulinie 4 (Konvoi-Anlagen) liegen auf einem gleich bleibend niedrigen Niveau. Dies ist auf den konsequenten Verzicht kobalthaltiger Werkstoffe in nahezu allen Komponenten des Primärsystems zurückzuführen. Die DWR-Anlagen der Baulinien 1 und 3 zeigen einen sinkenden Trend der Kollektivdosis, der für die Baulinie 3 auf die Verbesserung des Strahlenschutzes und den gegenüber früheren Jahren geringen Umfang von Nachrüstungen und bei Baulinie 1 auf die Stilllegungen in den Jahren 2003 und 2005 und die hiermit verbundenen vorausgehenden geringeren Revisionsumfänge zurückzuführen ist. Seit Mai 2005 werden keine Druckwasserreaktoren der Baulinie 1 mehr betrieben. Bei den Anlagen der Baulinie 2 führt im Zeitraum seit dem Jahr 2000 der Wechsel zwischen revisionsfreien Jahren und der Umsetzung dosisintensiver Nachrüstungen zu deutlichen Unterschieden von Jahr zu Jahr. Erkennbar wird aber auch hier die langfristige Reduktion der Kollektivdosen, die im Jahr 2008 durch Revisionsfreiheit bzw. äußerst geringen Revisionstätigkeitsumfang bei zwei von vier in der Baulinie zusammengefassten Anlagen einen ungewöhnlich niedrigen Wert erreicht (→ Abbildung 15-2).

Bei den SWR-Anlagen zeigt sich eine Stabilisierung der Kollektivdosen der Anlagen der Baulinie 69 auf einem für SWR niedrigen Niveau, während in den beiden Anlagen der Baulinien 72 etwas erhöhte Revisionsdosen im Rahmen umfangreicher Revisionstätigkeiten zu einem Anstieg der Kollektivdosen in den letzten Jahren geführt haben (→ Abbildung 15-2).

Die Abbildung 15-2 verdeutlicht für das Jahr 2008 die Kollektivdosisbeiträge der einzelnen, in Betrieb befindlichen Anlagen nach Baulinien getrennt und zeigt zusätzlich die Jahressumme aus jährlicher Revisions- und Stillständedauer sowie die Aufteilung der Kollektivdosis auf die verschiedenen Betriebszustände.

Dabei wird deutlich, dass in allen Anlagen mit Revision bzw. Stillstand der größte Anteil der Jahreskollektivdosis auf die Zeiten der Anlagenrevision bzw. im Falle der Anlagen KKK und KKB auf die ganzjährigen Stillstände entfällt.

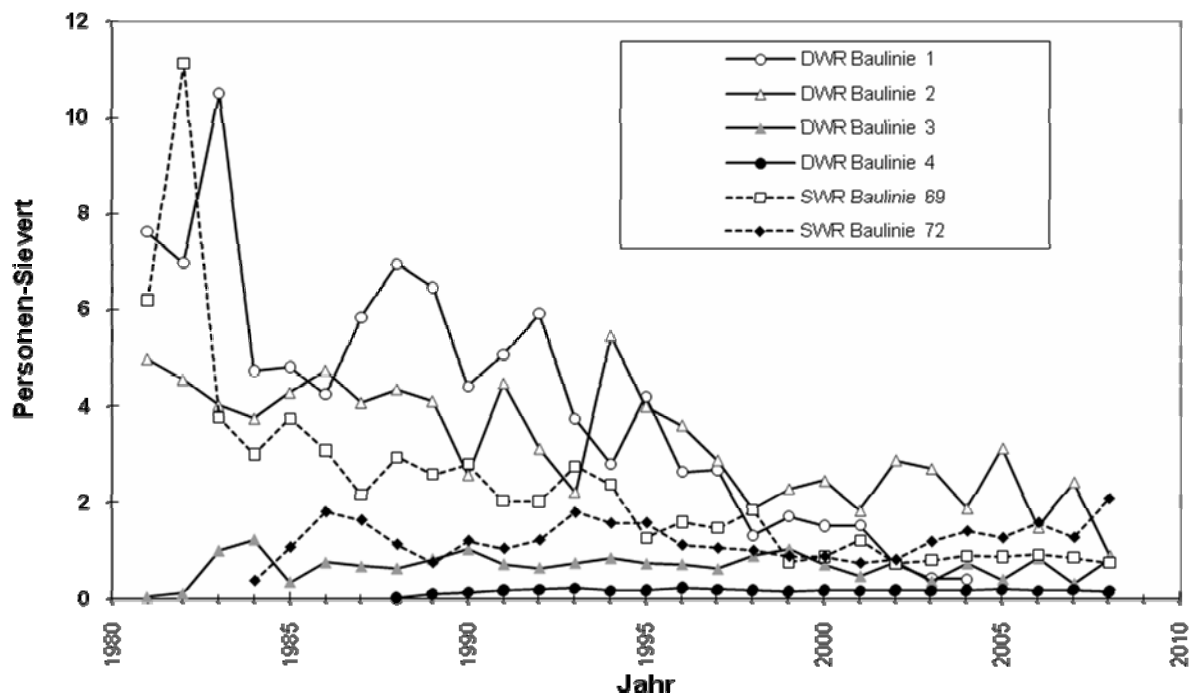
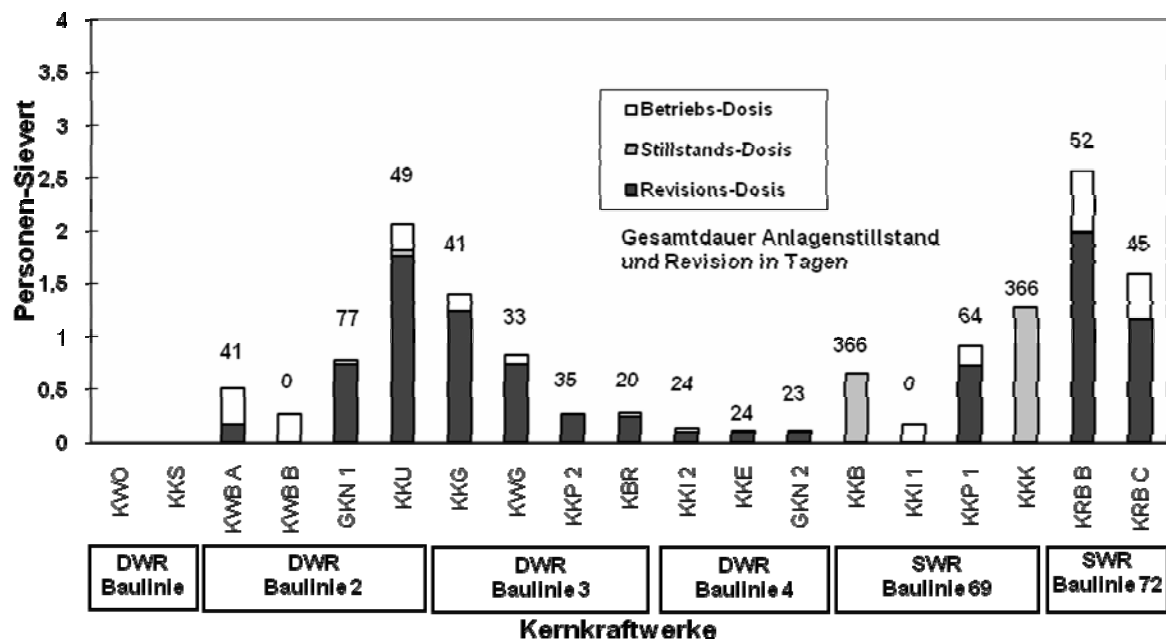


Abbildung 15-1 Mittlere Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage



Betriebsdosis: Kollektivdosis bei Leistungsbetrieb

Stillstands-dosis: Kollektivdosis bei anderen Anlagenstillständen

Revisionsdosis: Kollektivdosis bei Anlagenrevision

Abbildung 15-2 Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 2008 getrennt nach Betriebszuständen, KWO und KKS stillgelegt

In dem Zehnjahreszeitraum 2000 - 2009 waren bis zu 19 Kernkraftwerke in Betrieb. Das sind insgesamt 179 Reaktorbetriebsjahre. Aus diesen in Betrieb befindlichen und aus den bis zu 19 endgültig abgeschalteten Anlagen wurden in diesem Zeitraum insgesamt 1252 Ereignisse gemeldet, die nach den Kriterien der atomrechtlichen Meldeverordnung [1A-17] meldepflichtig waren (→ Artikel 19 (vi)). Davon waren 37 Ereignisse mit radiologischen Auswirkungen verbunden. Bei 31 von diesen Ereignissen blieben diese Auswirkungen auf die Anlage (Kontamination von Anlagenräumen, von Systemen oder des Betriebsgeländes) beschränkt, sechs Ereignisse waren mit Auswirkungen auf die Umgebung verbunden. Eine Überschreitung zulässiger Personendosen war mit keinem dieser Ereignisse verbunden.

Ableitung radioaktiver Stoffe beim Anlagenbetrieb

Ergebnisse der Emissionsüberwachung

Die jährlichen Ableitungen betragen, abgesehen von Tritium, nur wenige Prozent der festgelegten Grenzwerte. Erhöhte Ableitungen oder Freisetzungen (Ableitungen auf dafür nicht vorgesehenen Wegen) kommen sehr selten vor. Im Berichtszeitraum (2007 - 2009) wurden den Behörden entsprechend den radiologischen Meldekriterien [1A-17] keine solchen Fälle gemeldet (Stand: 3.8.2009).

Die Daten über die Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Fortluft und Wasser werden in den jährlichen Berichten der Bundesregierung an den deutschen Bundestag über „Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung“ und ausführlicher in den gleichnamigen Berichten des Bundesumweltministeriums veröffentlicht. Die Ableitungen aus deutschen Kernkraftwerken sind in den Abbildungen 15-3 und 15-4 zusammengestellt.

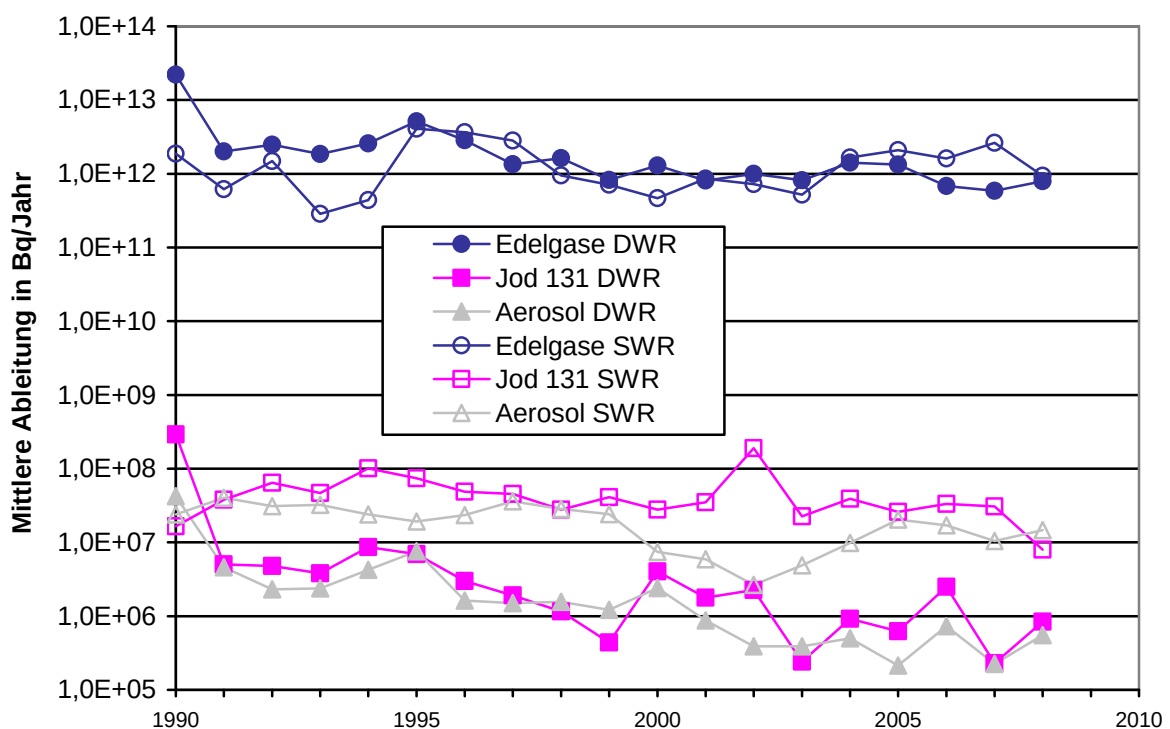


Abbildung 15-3 Mittlere jährliche Ableitung der in Betrieb befindlichen DWR und SWR mit der Fortluft

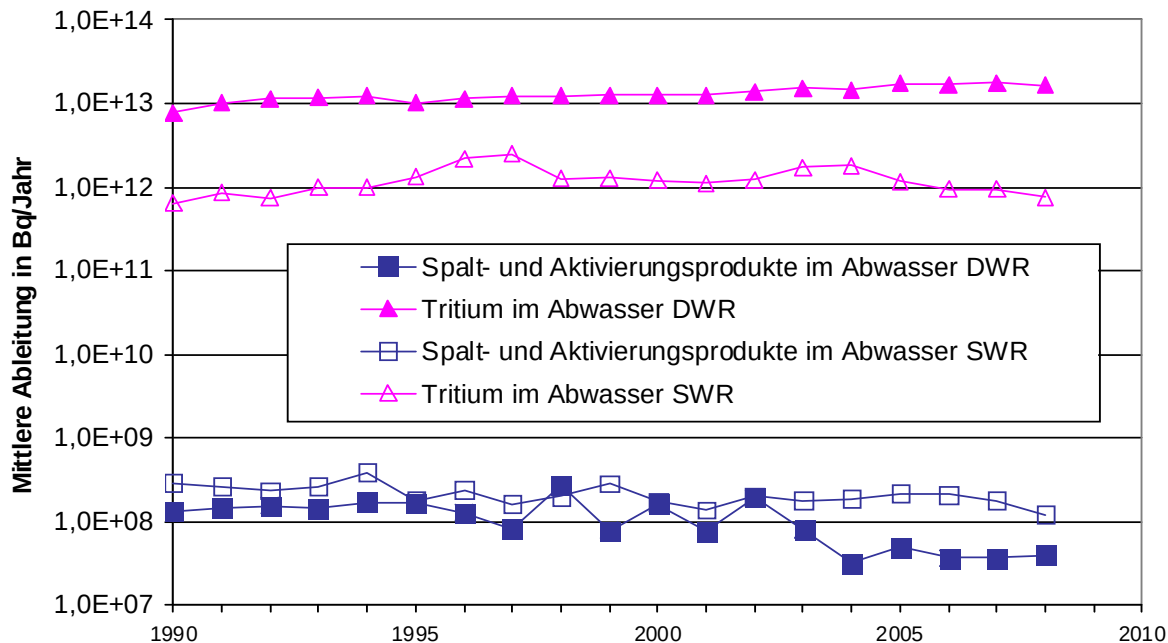


Abbildung 15-4 Mittlere jährliche Ableitung der in Betrieb befindlichen DWR und SWR mit dem Abwasser

Strahlenexposition der Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb

Die Ergebnisse zeigen (→ Abbildungen 15-5 - 15-7), dass die Ableitungen über die Abluft aufgrund der Maßnahmen der Anlagen im Betrieb, der Filterung und der geringen Brennelementdefekte nur zu Dosen im Bereich von wenigen $\mu\text{Sv}/\text{Jahr}$ führen und die einschlägigen Grenzwerte von $0,3 \text{ mSv}$ für die effektive Dosis sowie $0,9 \text{ mSv}$ für die Schilddrüsendosis für die höchstbelasteten Personengruppen nur zu einem sehr geringen Bruchteil ausgeschöpft werden. Für das Abwasser liegen die resultierenden Expositionen mit Werten von in der Regel weniger als $1 \mu\text{Sv}$ noch niedriger. Die Darstellungen der zeitlichen Verläufe der Emissionen mit der Fortluft (→ Abbildung 15-3) und der Ergebnisse der Berechnung der Dosen der Bevölkerung (→ Abbildung 15-7) zeigen keinen direkt erkennbaren Zusammenhang, da aufgrund der sehr niedrigen Emissionen die Dosis durch das abgeleitete Kohlenstoff-14-Isotop dominiert wird, für das im Laufe der Zeit Nachweisverfahren und Bilanzierung geändert und verbessert wurden.

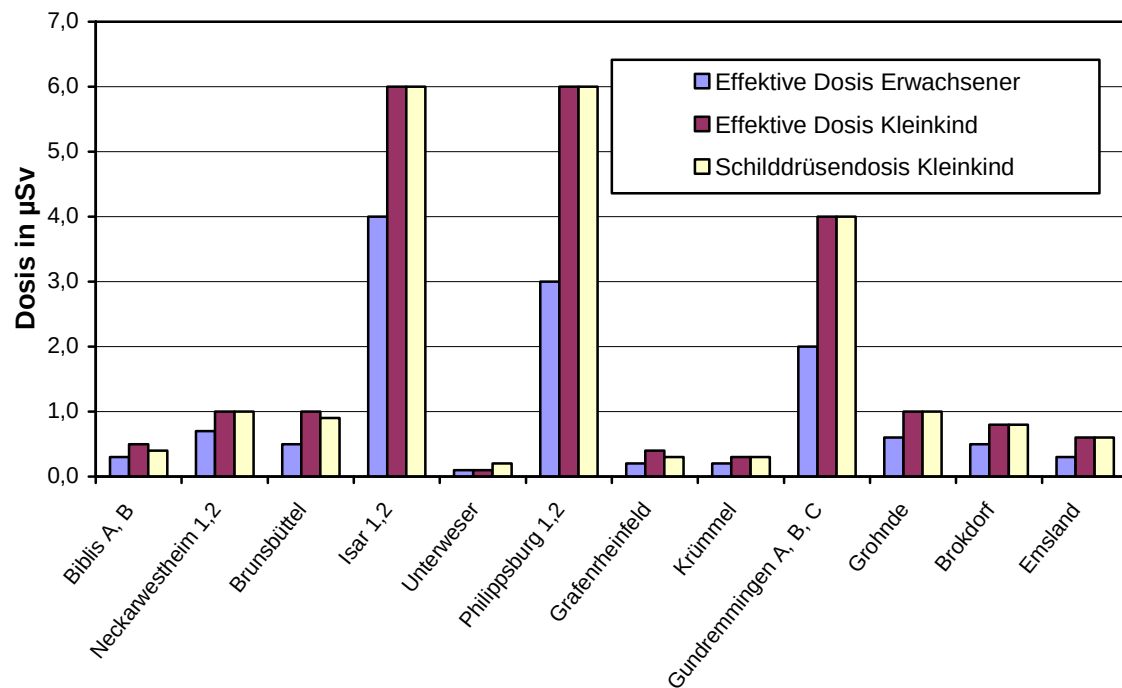


Abbildung 15-5 Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft der in Betrieb befindlichen Anlagen im Jahr 2008

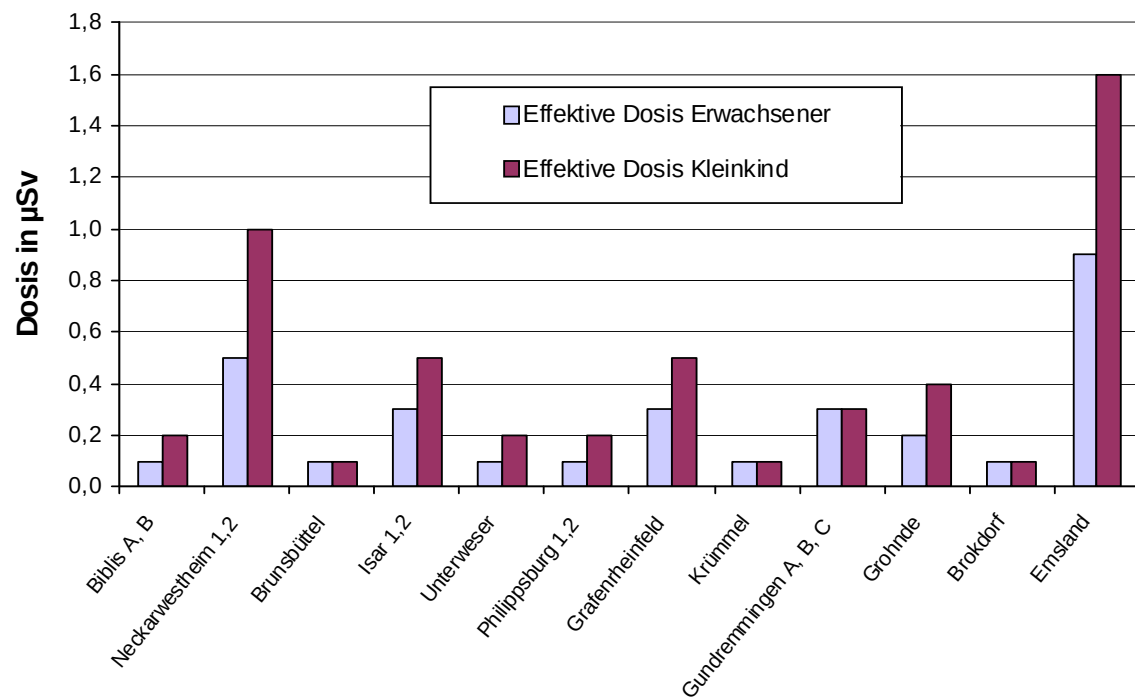


Abbildung 15-6 Dosis aus Ableitungen mit dem Abwasser der in Betrieb befindlichen Anlagen im Jahr 2008

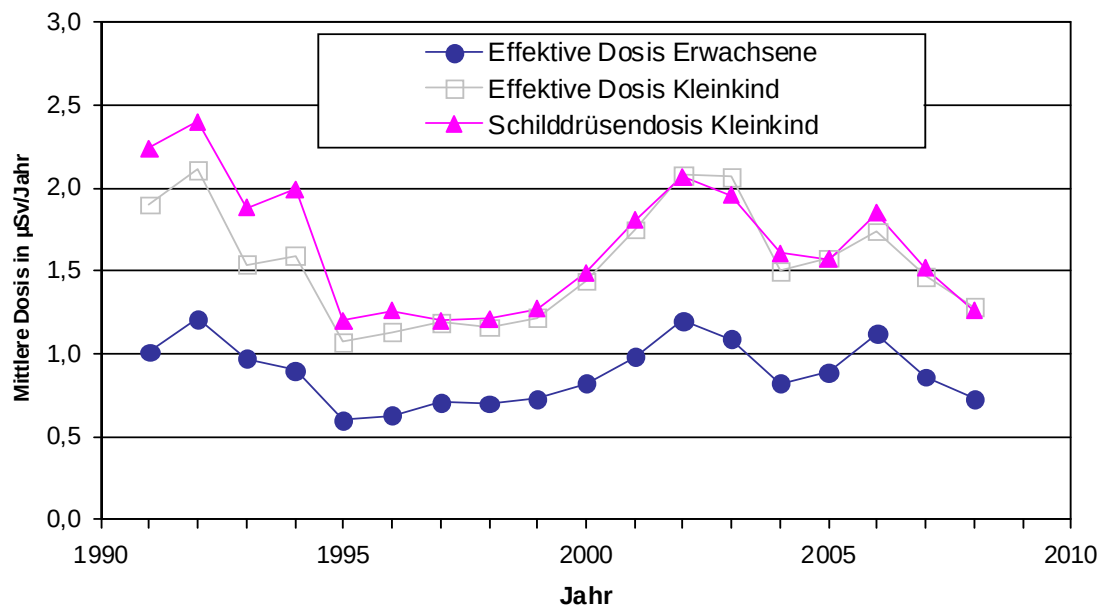


Abbildung 15-7 Mittlere Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft aus allen in Betrieb befindlichen Anlagen

Maßnahmen zur Umsetzung des ALARA Prinzips

Die Richtlinie [3-43.2] stellt das zentrale Element zur Umsetzung des ALARA Prinzips in Deutschland dar. Die strahlenschutzorientierten Vorgaben zur Planung von Strahlenschutzmaßnahmen (routinemäßiges Planungsverfahren, spezielles Planungsverfahren) wurden aufgrund des Geltungsbereiches der Richtlinie von allen Kernkraftwerken in den anlagen-spezifischen Planungsverfahren zur Durchführung von Instandhaltungs-, Reparatur-, Inspektions- und Wartungsarbeiten berücksichtigt. Die Anwendung der Planungsverfahren, die u. a. die Auswertung der Erfahrungen beinhalten, ist Gegenstand aufsichtlicher Maßnahmen.

Von Seiten der Betreiber werden darüber hinaus anlagenübergreifende Peer-Reviews auf nationaler und internationaler Ebene durchgeführt (→ Artikel 14ii). In Deutschland wurden mit nationalen Peer-Reviews, die sich an die WANO-Peer-Reviews anlehnen, sukzessiv alle in Betrieb befindlichen Anlagen auditiert.

Generell fließen die Grundgedanken des ALARA-Prinzips in die Strahlenschutzmaßnahmen der Betreiber ein. Diese orientieren sich u. a. an:

- Einbeziehung des Managements in die Strahlenschutzverantwortung und Unterstützung der Umsetzung
- Entscheidungsfindungsstrategie zur Lösung komplexer Strahlenschutzanforderungen
- Verhältnismäßigkeit der Strahlenschutzmaßnahmen
- Erfahrungsauswertung und -rückfluss

Als Beispiel von Aktivitäten zur Umsetzung des ALARA-Prinzips während des Berichtszeitraumes sind im Besonderen die Aktivitäten einiger Anlagen zur Reduzierung der Inkorporation von luftgetragener Tritiumaktivität innerhalb des Sicherheitsbehälters zu nennen:

Bei der luftgetragenen Aktivität mit Tritium besteht bei den meisten DWR die theoretische Möglichkeit, dass das Personal eine Inkorporationsdosis von mehr als 0,5 mSv/a, bzw. 1

mSv/a, erreichen kann. Deshalb wurden Maßnahmen ergriffen, um die Tritium-Inkorporationsdosen zu reduzieren und zu überwachen. So wurde z. B. die Wassertemperatur des Brennelementlagerbeckens verringert. Ferner wurde eine zeitabhängige personenbezogene Kontrolle der Inkorporationsdosen eingeführt, bei der die Aufenthaltszeiten innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters elektronisch registriert werden.

Im Betriebsablauf wurden die Anforderungen bzgl. der Inkorporationsüberwachung in der neuen Fassung der Richtlinie [3.42.2] für alle Anlagen verbindlich aufgenommen. Gemäß dieser Richtlinie wurde die Erfordernisschwelle, ab der eine Ermittlung der Körperdosis erforderlich ist, auf 1,0 mSv/a herabgesetzt. Für den Fall, dass sowohl äußere als auch innere Strahlenquellen zur Exposition beitragen, kann die zuständige Behörde die Erfordernisschwelle auf 0,5 mSv senken.

Um die deutlich gesenkten Erfordernisschwellen der Richtlinie [3.42.2] zur personenbezogenen Inkorporationsüberwachung einzuhalten, haben die Betreiber im VGB-Arbeitskreis "Praktischer Strahlenschutz" ein neues Konzept zur Begrenzung und Erfassung von Expositionen durch Inkorporation erstellt.

Überwachung der Umweltradioaktivität

Die Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt basiert nicht nur auf den Messungen zur Emissions- und Immissionsüberwachung in der Umgebung eines Kernkraftwerkes, sondern auf systematischen Messungen zur Umweltradioaktivität mit dem unabhängigen Messsystem IMIS deutschlandweit.

Ergebnisse der Immissionsüberwachung

Immissionen, die aus Ableitungen mit der Fortluft resultieren, werden selbst bei Anwendung empfindlichster Analysemethoden in der Umgebung nicht festgestellt. Die Untersuchung der bodennahen Luft, des Niederschlages, des Bodens, des Bewuchses, der pflanzlichen und tierischen Nahrungsmittel zeigt, dass der Gehalt an langlebigen radioaktiven Stoffen wie Cäsium-137 und Strontium-90 sich nicht von den an anderen Orten in Deutschland gemessenen Werten unterscheidet. Kurzlebige Nuklide, die aus den betrieblichen Ableitungen mit der Fortluft stammen könnten, werden ebenfalls nicht nachgewiesen.

Immissionen des Wasserpfades sind im Oberflächenwasser in Einzelfällen nachweisbar. Vereinzelt wird Tritium in Proben gemessen, die direkt an Auslaufbauwerken genommen wurden. Die Werte liegen überwiegend unter 100 Bq/l, wobei im Einzelnen auch höhere Maximalwerte auftreten können. Die Nuklidgehalte anderer Spalt- und Aktivierungsprodukte unterschreiten in der Regel die für diese Analysen erforderliche Nachweisgrenze. Der Gehalt an langlebigen radioaktiven Stoffen wie Cäsium-137 und Strontium-90 unterscheidet sich auch hier nicht von den an anderen Orten in Deutschland gemessenen Werten. Auch in Sedimentproben liegen die mittleren Radionuklidgehalte unterhalb der geforderten Nachweisgrenzen. In wenigen direkt an den Auslaufbauwerken genommenen Proben kann Kobalt-60 in geringer Konzentration gefunden werden. In Fischen, Wasserpflanzen, Grund- und Trinkwasser wurden keine radioaktiven Stoffe gefunden, die dem Betrieb der Kernkraftwerke zuzuordnen sind. Die durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Wasser verursachte Erhöhung der Gehalte an Spalt- und Aktivierungsprodukten ist somit aus radiologischer Sicht vernachlässigbar gering.

Ergebnisse aus den Messungen mit dem Messsystem IMIS

Das Integrierte Mess- und Informationssystem zur Überwachung der Umweltradioaktivität (IMIS) wird kontinuierlich betrieben. Im Routinebetrieb werden die Daten mit wöchentlicher Aktualisierung der Aktivitätskonzentration in Luft sowie täglicher Aktualisierung der Gamma-Ortsdosisleistung im Bundesgebiet in Kartendarstellung im Internet (www.bfs.de) bereitgestellt. Abbildung 15-8 zeigt beispielhaft Daten zur Ortsdosisleistung aus 2010.

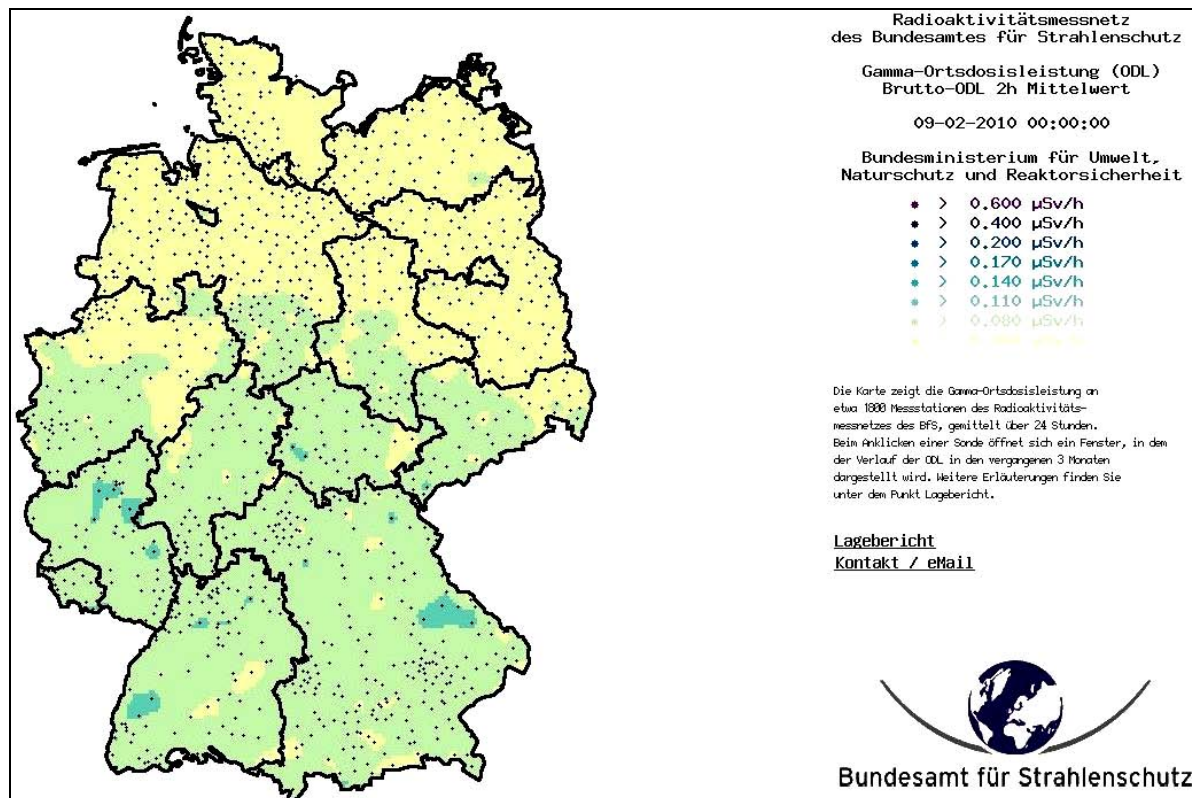


Abbildung 15-8 Beispiel für die Ermittlung der Umweltradioaktivität auf Grundlage von Gamma-Ortsdosisleistungsmessungen

Behördliche Überprüfung und Überwachung

Die Messungen zur Emissions- und Immissionsüberwachung werden sowohl von den Betreibern als auch behördlicherseits von Bundes- und Landesbehörden vorgenommen.

Für die Emissionsüberwachung ist in erster Linie der Betreiber/Genehmigungsinhaber als Verursacher selbst verantwortlich (Eigenüberwachung). Er muss seine Ableitungen radioaktiver Stoffe nach Art und Aktivität entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik bilanzieren und gegenüber der Aufsichtsbehörde die Einhaltung der maximal zulässigen (genehmigten) Abgaben nachweisen. Die maximal zulässigen Abgaben leiten sich aus den in der Strahlenschutzverordnung festgelegten und einzuhaltenden Dosisgrenzwerten ab.

Durch ein zusätzliches Messprogramm zur Überwachung der näheren Umgebung der Anlage oder Einrichtung ergänzt der Genehmigungsinhaber seinen Nachweis, die Dosisgrenzwerte nach Strahlenschutzverordnung einzuhalten.

Die korrekte Durchführung und Bilanzierung der Emissionsüberwachung durch den Genehmigungsinhaber (Eigenüberwachung) wird durch Messungen einer unabhängigen Messstelle überprüft. So führt beispielsweise das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) im Auftrag von Länderaufsichtsbehörden Kontrollmessungen durch. Stimmen die Messergebnisse des Genehmigungsinhabers im Rahmen der messtechnischen Fehlertoleranz mit denjenigen des BfS überein, kann davon ausgegangen werden, dass die radioaktiven Emissionen richtig erfasst und bilanziert werden.

Die von Landesbehörden in den Umgebungen der kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen durchgeführten Immissionsmessungen ergänzen die Emissionsüberwachung von Genehmigungsinhaber und BfS. Darüber hinaus geben sie Aufschluss über mögliche langfristige Veränderungen der Umweltradioaktivität infolge der betrieblichen Ableitungen.

Im Rahmen der von Landesbehörden in den Umgebungen der kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen durchgeführten Messprogramme werden an ausgewählten Orten oder Stellen die jeweilige Ortsdosis und Ortsdosisleistung ermittelt sowie Proben von verschiedenen Umweltmedien (Luft, Wasser, Boden) und landwirtschaftlichen Erzeugnissen (Futter- und Nahrungsmittel) für die spätere Laborauswertung genommen.

Neben den unmittelbaren Maßnahmen der Aufsicht im Strahlenschutz in den einzelnen Kernkraftwerken überwachen die jeweiligen Aufsichtsbehörden auch die Emission und Immission radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und dem Abwasser. Für die Immissionsüberwachung betreiben die zuständigen Länderbehörden Messsysteme und Einrichtungen (z. B. bayerisches Immissionsmessnetz für Radioaktivität IfR), um frühzeitig erhöhte Ableitungen radioaktiver Stoffe, z. B. im Falle eines Störfalles, erkennen zu können.

Im Rahmen seiner Verantwortung für die Emissionsüberwachung berichtet der Betreiber regelmäßig über die erfolgten Ableitungen radioaktiver Stoffe an die für ihn zuständige Aufsichtsbehörde. So erstellt beispielsweise in Baden-Württemberg der Betreiber Monats-, Quartals- und Jahresberichte zur Emissionsüberwachung, die von der zuständigen Aufsichtsbehörde auf Vollständigkeit, Plausibilität und Konsistenz überprüft werden. Hierbei werden auch Daten aus der Immissionsüberwachung des Landes und des BfS berücksichtigt. Etwaigen Unstimmigkeiten wird im Rahmen der Aufsicht nachgegangen - bei Bedarf werden auch zusätzliche Messungen (Sondermessungen) zur Klärung veranlasst. Darüber hinaus werden die korrekte Durchführung und Bilanzierung der Emissionsüberwachung durch Messungen einer unabhängigen Messstelle überprüft.

Artikel 15: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Im Berichtszeitraum wurde die Überarbeitung verschiedener Richtlinien und Regeln zur Anpassung an die Regelungen der Strahlenschutzverordnung und zur Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik fortgesetzt.

Hierbei wurden zur Verbesserung des Schutzes des Personals die Richtlinie zur Ermittlung der Körperdosis bei innerer Strahlenexposition [3-42.2] und die Regel [KTA 1301.2] zur Planung von Strahlenschutzmaßnahmen während des Betriebs und zur Durchführung von Änderungsarbeiten in Kernkraftwerken überarbeitet und weiterentwickelt.

Zu Verbesserung der Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe in die Umwelt wurde die Regel [KTA 1504] aktualisiert.

Das untergesetzliche Regelwerk zum Strahlenschutz wurde im Berichtszeitraum in erheblichem Umfang aktualisiert.

Artikel 15: Zukünftige Aktivitäten

Aktuelle und künftige Entwicklungen betreffen derzeit die Einführung elektronischer Personendosimeter in der amtlichen Personendosimetrie und die Aktualisierung und weitere Ausarbeitung von Allgemeinen Verwaltungsvorschriften zur Berechnung der Strahlenexposition der Bevölkerung bei der Ableitung radioaktiver Stoffe und bei Störfällen bei der Stilllegung.

16 Notfallvorsorge

ARTICLE 16 EMERGENCY PREPAREDNESS

1. Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that there are on-site and off-site emergency plans that are routinely tested for nuclear installations and cover the activities to be carried out in the event of an emergency.

For any new nuclear installation, such plans shall be prepared and tested before it commences operation above a low power level agreed by the regulatory body.

2. Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that, insofar as they are likely to be affected by a radiological emergency, its own population and the competent authorities of the States in the vicinity of the nuclear installation are provided with appropriate information for emergency planning and response.

3. Contracting Parties which do not have a nuclear installation on their territory, insofar as they are likely to be affected in the event of a radiological emergency at a nuclear installation in the vicinity, shall take the appropriate steps for the preparation and testing of emergency plans for their territory that cover the activities to be carried out in the event of such an emergency.

Artikel 16 Notfallvorsorge

(1) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass Notfallpläne sowohl innerhalb als auch außerhalb der Kernanlage zur Verfügung stehen, die regelmäßig erprobt werden und die im Notfall zu ergreifenden Maßnahmen enthalten.

Für jede neue Kernanlage sind solche Pläne auszuarbeiten und zu erproben, bevor der Betrieb das von der staatlichen Stelle zugelassene niedrige Leistungsniveau übersteigt.

(2) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass ihre eigene Bevölkerung und die zuständigen Behörden der Staaten in der Nachbarschaft einer Kernanlage, soweit sie von einem strahlungsbedingten Notfall betroffen sein könnten, die entsprechenden Informationen für die Notfallplanung und -bekämpfung erhalten.

(3) Vertragsparteien, die in ihrem Gebiet keine Kernanlage haben, jedoch von einem radiologischen Notfall in einer benachbarten Kernanlage betroffen sein könnten, treffen die geeigneten Maßnahmen zur Vorbereitung und Erprobung von Notfallplänen für ihr Gebiet, welche die in einem solchen Notfall zu ergreifenden Maßnahmen enthalten.

Struktur und Ziele der Notfallvorsorge

Die nukleare Notfallvorsorge umfasst die anlageninterne und anlagenexterne Planung und Vorsorge für Notfälle (→ Abbildung 16-1).

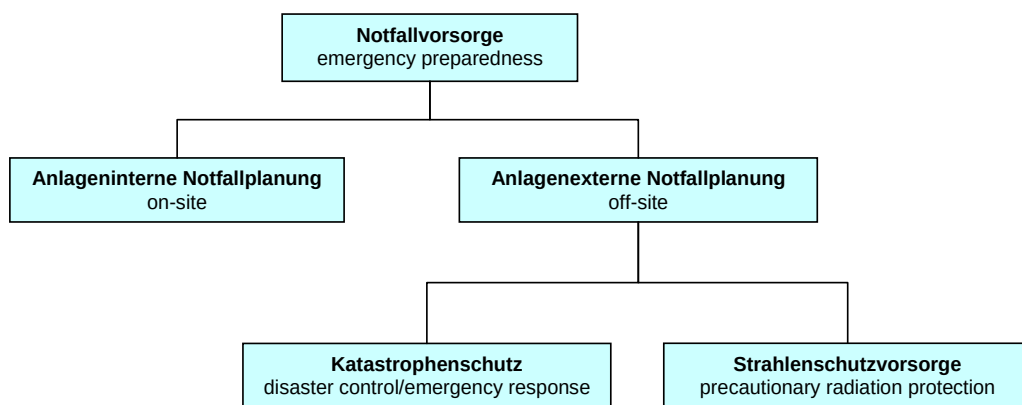


Abbildung 16-1 Struktur der Notfallvorsorge

Die anlageninterne Notfallplanung erfolgt durch technische und organisatorische Maßnahmen, die in Kernkraftwerken zur Beherrschung eines Ereignisses oder zur Begrenzung seiner Auswirkungen ergriffen werden.

Die anlagenexterne Notfallplanung umfasst Katastrophenschutz und Strahlenschutzvorsorge. Der Katastrophenschutz dient der unmittelbaren Gefahrenabwehr. Die Strahlenschutzvorsorge ist auf die Bewältigung von Schadenslagen durch einen vorsorgenden Schutz der Bevölkerung ausgerichtet und dient dem vorbeugenden Gesundheitsschutz.

Zur Einstufung von Ereignissen mit radiologischer oder ohne radiologische Bedeutung in Kernkraftwerken wird in Deutschland die internationale Bewertungsskala INES (International Nuclear and Radiological Event Scale) verwendet. Die Zuordnung der verschiedenen Ereignisgruppen der INES zu den Notfallvorsorgekategorien der anlagenexternen Notfallplanung, also Katastrophenschutz und Strahlenschutzvorsorge, ist in der Tabelle 16-1 enthalten.

Tabelle 16-1 Ereignisgruppen zur anlagenexternen Notfallplanung

	Ereignis	Zuordnung nach INES	Zuordnung Katastrophenschutz Strahlenschutzvorsorge
Inland	Störfall	3	Strahlenschutzvorsorge
	Kerntechnischer Unfall	4 bis 7	Katastrophenschutz (im Nahbereich) Strahlenschutzvorsorge
Ausland	Störfall (grenznahe Ausland)	3	Strahlenschutzvorsorge
	Kerntechnischer Unfall (grenznahe Ausland)	4 bis 7	Katastrophenschutz (im Nahbereich) Strahlenschutzvorsorge
	Kerntechnischer Unfall (grenzferne Ausland)	4 bis 7	Strahlenschutzvorsorge

16 (1) Notfallvorsorge, Notfallpläne

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

Ausgehend von den Regelungen des Atomgesetzes [1A-3], des Strahlenschutzvorsorgegesetzes [1A-5], der Strahlenschutzverordnung [1A-8] und der Katastrophenschutzgesetze der Länder wird die Planung der Notfallvorsorge durch das nachgeordnete Regelwerk sowie durch Empfehlungen beschrieben.

Die vom Betreiber implementierten und in der Alarmordnung des Betriebshandbuches und im Notfallhandbuch niedergelegten Maßnahmen für die Bewältigung von Notfällen (→ Artikel 19 (iv)) beruhen auf Empfehlungen der RSK und auf einer gemeinsamen Empfehlung von RSK (Reaktor-Sicherheitskommission) und SSK (Strahlenschutzkommission) [4-2], die die Alarmierungskriterien beinhalten, bei deren Erreichen die Katastrophenschutzbehörden zu alarmieren sind. Zusätzlich existieren die Meldekriterien der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] für die der Aufsichtsbehörde zu meldenden Ereignisse (→ Artikel 19 (vi)).

In der anlagenexternen Notfallplanung wird der erforderliche Planungsumfang des Katastrophenschutzes durch die „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ [3-15.1] vorgegeben.

Grundsätze und Erläuterungen sind in den zugehörigen „Radiologischen Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden“ [3-15.2] beschrieben. Die „Rahmenempfehlungen“ [3-15.1] bilden als eine gemeinsam von Bund und Ländern erarbeitete Empfehlung die Grundlage für

die Planung des Katastrophenschutzes in der Umgebung der Anlage. Sie legen u. a. Planungsgebiete, Maßnahmen und weitere Vorkehrungen der Behörden sowie erforderliche Unterlagen fest. Ende 2008 wurden diese in überarbeiteter Form neu veröffentlicht.

In dieser Überarbeitung wurde neben den Anpassungen an Aktualisierungen des Regelwerkes Wert auf die Berücksichtigung „schnell ablaufender Ereignisse“ bei der Maßnahmenplanung und die Erarbeitung eines verbesserten Kommunikations- und Informationskonzeptes gelegt.

Das „Strahlenschutzvorsorgegesetz“ [1A-5] legt die Zuständigkeiten der Bundes- und Landesbehörden in der Strahlenschutzvorsorge fest. Es regelt die Zuständigkeiten bei nicht unerheblichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe und enthält Festlegungen zu:

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

Während nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl einerseits von der Europäischen Union Höchstwerte an Radioaktivität in Nahrungsmitteln und Futtermitteln festgelegt wurden, die in einer radiologischen Notstandssituation von der EU-Kommission unverzüglich zur Anwendung gebracht werden [1F-30], [1F-31], wurden national zur Überprüfung der Einhaltung der Grenzwerte die Allgemeinen Verwaltungsvorschriften [2-5] und [2-6] erlassen.

Eine für die Lageermittlung wichtige Richtlinie ist die „Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI)“ [3-23], die neben den erforderlichen Messungen im Normalbetrieb Art und Umfang der Messaufgaben bei Stör- und Unfällen festlegt (→ Artikel 15).

Aufgaben und Zuständigkeiten

Die anlageninterne Notfallplanung ist Aufgabe des Betreibers einer kerntechnischen Anlage. Für die anlagenexterne Notfallplanung sind Behörden der Bundesländer und des Bundes verantwortlich (→ Abbildung 16-2).

Betreiber der kerntechnischen Anlage

Ausgehend von den Schutzvorschriften des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] und des § 51 der Strahlenschutzverordnung [1A-8] ist der Betreiber in der anlageninternen Notfallplanung dafür verantwortlich, bei Stör- und Unfällen dafür zu sorgen, dass die Gefahren für Mensch und Umwelt so gering wie möglich gehalten werden. Die Maßnahmen des Betreibers gliedern sich in präventive und mitigative Maßnahmen. Übergeordnetes Ziel der präventiven Maßnahmen ist das Erreichen und Erhalten eines Anlagenzustandes, der zu keinen gefahrbringenden Auswirkungen führen kann. Die mitigativen Maßnahmen dienen der Schadensbegrenzung.

Der Betreiber benachrichtigt beim Eintritt eines Notfalls unverzüglich die zuständigen Behörden, sobald die festgelegten Voraussetzungen für einen Alarm erfüllt sind. Dazu sind in der Alarmordnung als Teil des Betriebshandbuchs der Anlage detaillierte Alarmierungskriterien vorhanden, die sich nach den Vorgaben einer gemeinsamen Empfehlung der RSK und SSK richten [4-2]. Der Betreiber ist dazu verpflichtet, den Behörden die für die Gefahrenabwehr

notwendigen Informationen zeit- und lagegerecht zur Verfügung zu stellen und die Behörden bei der Lageermittlung und bei der Entscheidung über Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung zu beraten und zu unterstützen.

Die Notfallpläne der Betreiber stellen sicher, dass diese Maßnahmen unverzüglich umgesetzt werden können.

Behörden der Länder

Die Gefahrenabwehr durch den Katastrophenschutz ist nach Artikel 70 Grundgesetz [1A-1] Aufgabe der Länder, die hierzu Katastrophenschutzgesetze erlassen haben. Die Zuständigkeit für die Umsetzung liegt bei den Innenbehörden und wird dabei landesabhängig auf regionale oder auch auf kommunale Ebene delegiert. Die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden und die Strahlenschutzbehörden der Länder werden unterstützend tätig (→ Abbildung 16-2).

Behörden des Bundes und der Länder

Da im Falle eines kerntechnischen Unfalls auch außerhalb des Gebietes, in dem Katastrophenschutzmaßnahmen notwendig sind, weite Gebiete unterhalb der Gefahrenschwelle radiologisch betroffen sein können, sind immer auch Strahlenschutzvorsorgemaßnahmen für diese Regionen erforderlich. In solchen Fällen bedarf es der engen Abstimmung zwischen den für den Katastrophenschutz zuständigen Landesbehörden und den für die Strahlenschutzvorsorge zuständigen Bundesbehörden. Grundsätzlich gilt jedoch zum Schutz der Bevölkerung, dass Gefahrenabwehr (Katastrophenschutz) vor Strahlenschutzvorsorge rangiert. Dies ist insbesondere bei der Festlegung von vorrangigen Schutzmaßnahmen und der Verteilung von Ressourcen von Bedeutung.

Bei Bedarf stellt das BMU die ihm verfügbaren Ressourcen zur Unterstützung und Beratung der Länder zur Verfügung. Zu diesen Ressourcen gehören sowohl das BfS und die GRS als auch die BMU-Beratungsgremien RSK und SSK.

Zur Sicherstellung einer einheitlichen Vorgehensweise bei der Planung und einer möglichen Umsetzung in einem Ereignisfall hat das BMU mit Unterstützung der Strahlenschutzkommission und in Zusammenarbeit mit den Ländern die Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen [3-15.1], die radiologischen Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden [3-15.2] sowie die Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken [3-31] erarbeitet.

Im Rahmen der Strahlenschutzvorsorge ist der Bund zur Festlegung von Grenzwerten und Maßnahmen ermächtigt. Soweit es sich um Ereignisse mit ausschließlich regionaler Auswirkung handelt, kann jedoch die für die Strahlenschutzvorsorge zuständige Landesbehörde Maßnahmen zum vorbeugenden Gesundheitsschutz festlegen. Der Bund überwacht und bewertet mit Hilfe des Integrierten Mess- und Informationssystems (IMIS) [2-4] die radiologische Lage in Deutschland sowohl im Routinebetrieb als auch bei Störfällen oder Unfällen mit dann höherer Mess- und Probenahmefrequenz (→ Artikel 15).

Das BMU ist zuständig für die Wahrnehmung der internationalen Informations- und Meldepflichtungen, z. B. zur Umsetzung des „Übereinkommens über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen“ [1E-2.4] und des „Übereinkommens über Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen oder radiologischen Notfällen“ [1E-2.4] sowie für den Informationsaustausch entsprechend den bilateralen Vereinbarungen für radiologische Notfälle.

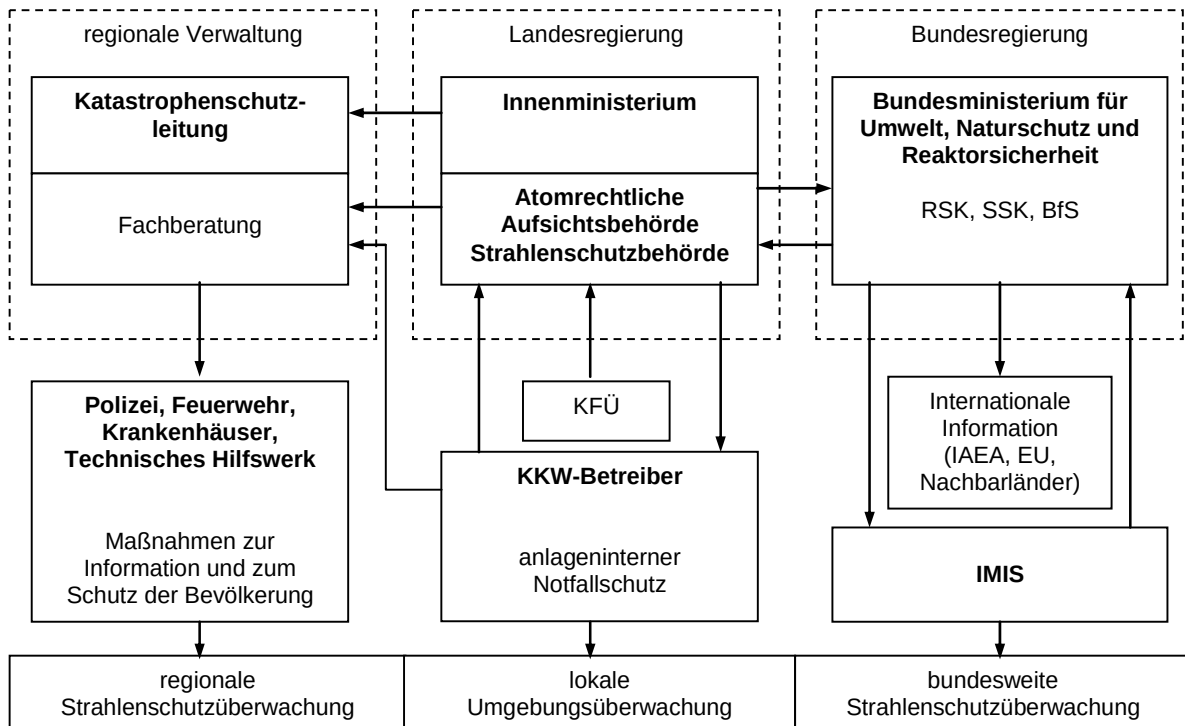


Abbildung 16-2 Organisation der Notfallvorsorge

Notfallpläne und Alarmierung

Die Alarmordnung der Betreiber eines Kernkraftwerks enthält die Regelungen zur Alarmierung in Notfällen. Sie ist Teil des Betriebshandbuchs und gehört zu den Spezifikationen. Zur Bewältigung von Notfällen richtet der Betreiber einen Krisenstab ein. Die einzelnen organisatorischen Regelungen sind in einer separaten Unterlage, dem Notfallhandbuch beschrieben (→ Artikel 19 (iv)).

Im Berichtszeitraum wurden vom Kerntechnischen Ausschuss (KTA) Festlegungen zum Inhalt und zur Gestaltung des Notfallhandbuchs erarbeitet, die im Regelentwurf [KTA 1203] zusammengestellt sind (→ Artikel 7 (2i)).

Die genannten Regelungen stellen in ihrer Gesamtheit den Notfallplan des Betreibers dar. Hier sind u. a. enthalten:

- Maßnahmen zum Herstellen der Arbeitsfähigkeit der Krisenorganisation,
- Kriterien zur Alarmierung der zuständigen Behörden,
- Technische Maßnahmen zum Vermeiden und Begrenzen von Schäden,
- Messprogramme zum Ermitteln der radiologischen Lage und
- Maßnahmen für die effiziente Kommunikation und Zusammenarbeit mit externen Stellen wie den zuständigen Behörden und für die Information der Öffentlichkeit.

Zur Unterstützung stehen der Krisenstab des Kraftwerksherstellers und die Kerntechnische Hilfsdienst GmbH (eine Gemeinschaftseinrichtung aller Betreiber der deutschen Kernkraftwerke) zur Verfügung. Der Krisenstab des Herstellers berät den Betreiber in technischen Fragen der Lagebeurteilung und der Wiederherstellung des sicheren Anlagenzustandes, während der Kerntechnische Hilfsdienst mit seinen Manipulatoren und seiner messtechnischen Ausrüstung am Standort innerhalb und außerhalb der Anlage eingesetzt werden

kann. Zusätzlich bestehen Vereinbarungen zwischen den Betreibern zur gegenseitigen Unterstützung.

Die zuständigen Katastrophenschutzbehörden erstellen besondere Katastrophenschutzpläne für die Umgebung der Kernkraftwerke. Sie schreiben die Planungen kontinuierlich fort und überprüfen sie in regelmäßigen Abständen (grundsätzlich jährlich). Vorrangiges Ziel der Planungen des Katastrophenschutzes ist es, für den Fall einer unfallbedingten Freisetzung unmittelbare Folgen der Auswirkungen des Unfalls auf die Bevölkerung zu verhindern oder zu begrenzen. Inhaltliche Grundlage der Planungen sind die „Rahmenempfehlungen“ [3-15.1]. Schwerpunkte der Katastrophenschutzpläne sind das Zusammenwirken von behördlicher Planung und Maßnahmen des Betreibers sowie die Durchführung der Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung. Bestandteil der Planungen sind darüber hinaus die erforderlichen Messungen zur Lageermittlung.

In der überarbeiteten Fassung der Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen [3-15.1] wurden die vormals bis 25 km reichenden Planungszonen um eine Fernzone bis 100 km erweitert. In der Fernzone ist der Einsatz von Kaliumiodidtabletten (Iodtabletten) für Kinder und Jugendliche unter 18 Jahren sowie für Schwangere vorzubereiten und sicherzustellen, dass die Warnung vor dem Verzehr frisch geernteter Lebensmittel unverzüglich verbreitet werden kann.

Für eine erste medizinische Betreuung und Dekontamination der von einer Freisetzung betroffenen Bevölkerung und der Einsatzkräfte sind Notfallstationen vorzusehen. Die Regelungen zu deren Aufbau und Betrieb sowie die Liste der Ärzte, die sich für den Dienst in Notfallstationen zur Verfügung stellen, sind in die besonderen Katastrophenschutzpläne aufzunehmen. Hierzu stehen die Empfehlungen der SSK zu medizinischen Maßnahmen bei Strahlenunfällen [4-11] und speziell für die medizinischen Maßnahmen bei Kernkraftwerksunfällen [4-10] zur Verfügung, die in überarbeiteter Form 2007 neu veröffentlicht wurden.

Die räumlich und zeitlich über diese Planungen hinausgehenden Entscheidungen werden im Rahmen der Strahlenschutzvorsorge auf der Grundlage von Messungen durch die Krisenorganisation des BMU getroffen.

Als Entscheidungsgrundlage dienen hier die Maßnahmenstrategien und Richtwerte des Maßnahmenkatalogs [4-3], in dem die Empfehlungen der „Radiologischen Grundlagen“ [3-15.2] sowie die EU-Höchstwerte für radioaktive Stoffe in Nahrungs- und Futtermitteln [1F-4.8, 1F-4.9] berücksichtigt werden. Sofern erforderlich, werden Maßnahmen des Katastrophenschutzes auch außerhalb des Planungsgebietes durch die Katastrophenschutzbehörden umgesetzt.

Wichtiger Aspekt der Planung ist der Informationstransfer zwischen den Behörden und insbesondere die Alarmierung der Behörden durch den Betreiber. RSK und SSK haben hierzu „Kriterien für die Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde durch die Betreiber kerntechnischer Einrichtungen“ empfohlen [4-2, 4-2.1]. Danach legt der Betreiber in der Alarmordnung anlagenspezifische Emissions- und Immissionskriterien sowie technische Kriterien für Voralarm und Katastrophenalarm fest, bei deren Erreichen er die Katastrophenschutzbehörden mit Angabe der jeweiligen Alarmierungsstufe alarmiert. Dabei sind die technischen Kriterien, z. B. sehr hohe Temperatur oder niedriger Füllstand im Reaktordruckbehälter (RDB), von besonderer Bedeutung, da sie frühzeitig auf eine Verletzung von Sicherheitszielen hindeuten und eine schnelle Alarmierung erlauben. Eine weitere Möglichkeit der Alarmierung der Katastrophenschutzbehörden besteht durch die zuständige Aufsichtsbehörde.

Für ausländische Kernkraftwerke, die wegen ihrer grenznahen Lage Katastrophenschutzmaßnahmen auf deutschem Gebiet erfordern können, wird die besondere Katastrophenschutzplanung in gleicher Weise und in Abstimmung mit den betroffenen Nachbarländern getroffen.

Lagebeurteilung

Die Lageermittlung wird von einem radiologischen Lagezentrum mit den jeweils verfügbaren Informationen über den Anlagenzustand, die meteorologische Lage und die Emissions- und Immissionssituation durchgeführt. Sie beruht zunächst auf Prognosen, später zunehmend auf Messungen in der Umgebung.

In der Vorfreisetzungsphase wird die zu erwartende radiologische Lage in der Umgebung der Anlage aufgrund von Prognosedaten des Quellterms und der meteorologischen Situation abgeschätzt. Es wird das zentral vom BfS betriebene Entscheidungshilfesystem RODOS, ggf. in Verbindung mit dem Kernkraftwerk-Fernüberwachungssystem (KFÜ) des Landes (→ Artikel 15) eingesetzt. Alternativ werden in einzelnen Ländern länderspezifische Systeme verwendet. Mit RODOS können lokale bzw. regionale Auswirkungen von Freisetzungen sowie die Wirkung von Schutzmaßnahmen berechnet und damit Lageinformationen und Konsequenzabschätzungen als Entscheidungshilfe für die Behörden bereitgestellt werden. Die Quelltermdaten liefert der Betreiber aufgrund seiner Lageeinschätzung. Für die Systeme erforderliche Wetterdaten resultieren aus den am Standort gemessenen Daten des KFÜ sowie aus der numerischen Wetterprognose des Deutschen Wetterdienstes.

In der Freisetzungsphase ermittelt der Betreiber den Quellterm, ggf. stehen zusätzlich Daten des KFÜ zur Verfügung. Zur Beurteilung der radiologischen Lage stehen in dieser Phase weiterhin die Daten der im Nahbereich der Anlagen fest installierten Ortsdosisleistungssonden des KFÜ und des Integrierten Mess- und Informationssystems des Bundes (IMIS) sowie ggf. erste Daten von Messtrupps zur Verfügung. Auch hier kommen die beschriebenen Entscheidungshilfesysteme zum Einsatz. Sobald Daten der Messungen entsprechend den vorgesehenen Messprogrammen (→ Abbildung 16-3) vorliegen, wird die prognostizierte Lage überprüft und an die durch Messungen ermittelte Lage angepasst.

In der Nachfreisetzungsphase liefern die Mess- und Probenahmedienste des Betreibers und der Behörden (durch die unabhängigen Messstellen) entsprechend den Vorgaben der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) [3-23] Daten zur Ermittlung der radiologischen Lage, die durch einfache Anschlussmessungen von Strahlenspürtrupps ergänzt werden. Die Bodenkontamination in der weiteren Umgebung der Anlage sowie die Identifizierung von Bereichen erhöhter Dosisleistung (hot spots) wird mittels Aerogammaspektrometrie dargestellt. Die Messdienste werden vom radiologischen Lagezentrum geführt.

Die großräumige Entwicklung der radiologischen Lage in Deutschland wird mit dem IMIS ermittelt und dargestellt, das Informationen zur Entscheidung über Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge bereitstellt.

Die Notwendigkeit, eine große Zahl von Behörden und Organisationen über die aktuelle Lage im Falle eines radiologischen Ereignisses kurzfristig und effektiv zu informieren, hat zur bundesweiten Einführung des elektronischen Lage-Informationssystems ELAN geführt, mit dem internet-basiert auf einer hinsichtlich der Datenverarbeitung gesicherten Leitung Lageinformationen sowie weitergehende Daten und Informationen für die zuständigen bzw. angeschlossenen Behörden und Organisationen bereitgestellt werden.

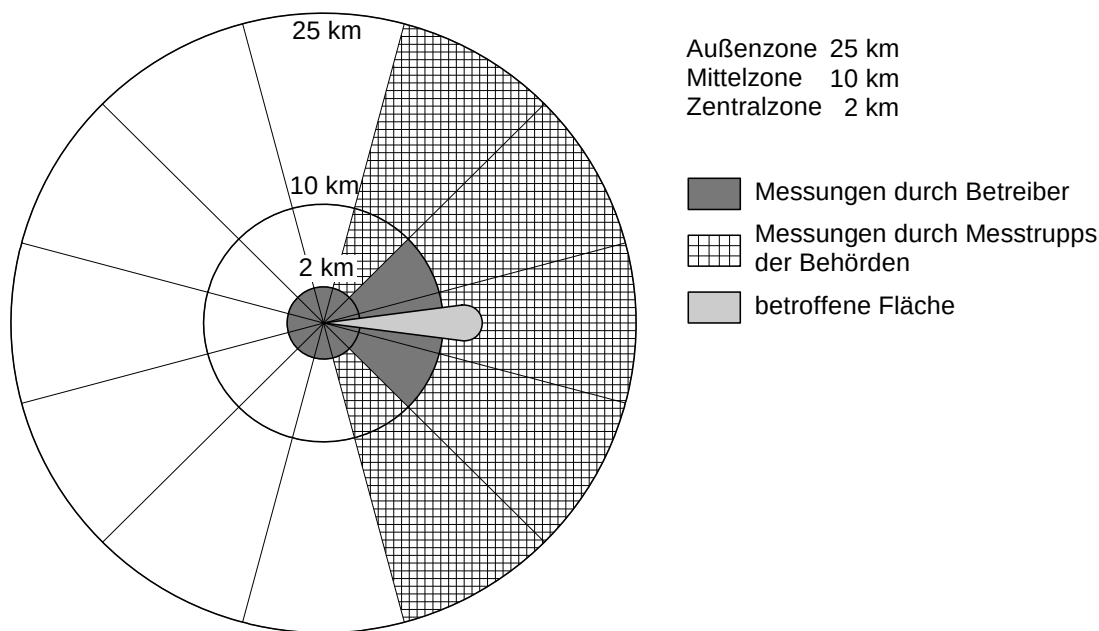


Abbildung 16-3 Einsatzgebiete der verschiedenen Mess- und Probenahmedienste

Neben dem computergestützten System RODOS stehen als Hilfsmittel für die Lageermittlung und Beurteilung der „Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen“ [4-4] mit dem zugehörigen Erläuterungsbericht [4-4.1] sowie der so genannte Maßnahmenkatalog [4-3] „Übersicht über Maßnahmen zur Verringerung der Strahlenexposition nach Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen (Maßnahmenkatalog), Band 1 und 2“ zur Verfügung.

Der Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz zielt speziell auf die Lagebewertung im Katastrophenschutz und steht als computergestützte Fassung zur Verfügung.

Der Maßnahmenkatalog [4-3] behandelt neben den Katastrophenschutzmaßnahmen insbesondere Maßnahmen zum vorbeugenden Gesundheitsschutz und hier speziell Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich. Er dokumentiert u. a. abgeleitete Richtwerte und Referenzwerte als Entscheidungsgrundlage. Der Maßnahmenkatalog wurde in aktualisierter Form Ende 2007 von der SSK neu verabschiedet. Eingearbeitet wurden neben Informationen zu Entscheidungsstrategien im landwirtschaftlichen Bereich solche zu Entsorgungsmaßnahmen sowie zur Problematik der Akzeptanz kontaminierter landwirtschaftlicher Produkte bei Verbrauchern und im Bereich der Verarbeitung und Vermarktung.

Maßnahmen außerhalb der Anlage

Kriterien für Schutzmaßnahmen

Bei der Festlegung von Kriterien und der Entscheidung über Maßnahmen des Katastrophenschutzes gelten die folgenden Zielsetzungen:

- Schwerwiegende deterministische Wirkungen sollen durch Maßnahmen zur Beschränkung der individuellen Strahlendosis auf Werte unter den Schwellendosen für diese Wirkungen vermieden werden.

- Das Risiko stochastischer Wirkungen für die Einzelpersonen soll durch Maßnahmen herabgesetzt werden.
- Die Maßnahmen für die betroffenen Personen sollen mehr Nutzen als Schaden bringen.

In den „Radiologischen Grundlagen“ [3-15.2] sind insbesondere die Eingreifrichtwerte (als vorgegebene Planungswerte) für die Implementierung geeigneter Maßnahmen des Katastrophenschutzes begründet, um bei einer Freisetzung von Radionukliden nach Eintritt eines kerntechnischen Unfalls die angesprochenen Ziele zu erreichen. Im Ereignisfall werden aus diesen Richtwerten unter der Berücksichtigung der aktuellen Randbedingungen und Optimierungsüberlegungen die zur Anwendung gelangenden Eingreifwerte abgeleitet.

Die „Radiologischen Grundlagen“ begründen auch den in Deutschland vollzogenen Übergang von dem in der Veröffentlichung Nr. 63 der ICRP empfohlenen Bandbreiten- oder Zwei-Schwellen-Konzept zu dem in den IAEA Basic Safety Standards No. 115 beschriebenen Startwert-Konzept, in dem die Verwendung maßnahmenspezifischer Eingreifrichtwerte als Startwerte empfohlen wird, in die bereits grundsätzliche Optimierungsüberlegungen bezüglich der Entscheidung eingegangen sind. Diese fallen mit der unteren Schwelle des in der ICRP Publikation 63 angegebenen Intervalls des Zwei-Schwellen-Konzeptes zusammen. Als Entscheidungsgrundlage werden potentielle Dosen herangezogen. Das von der ICRP formulierte Konzept der vermeidbaren Dosis wird als Entscheidungsgrundlage für kurzfristige Maßnahmen aus Gründen der Praktikabilität nicht angewendet.

Die Tabelle 16-2 enthält die in den „Radiologischen Grundlagen“ festgelegten Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen. Als weitere Kriterien werden in der Strahlenschutzvorsorge insbesondere die EU-Höchstwerte der Aktivitätskonzentration für Nahrungsmittel herangezogen [1F-30] und [1F-31].

Tabelle 16-2 Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen

Maßnahme	Eingreifrichtwert		
	Organdosis Schilddrüse	Effektive Dosis	Erläuterungen zu Integrationszeiten und Expositions-pfaden
Aufenthalt in Gebäuden		10 mSv	Summe aus effektiver Dosis durch äußere Exposition in 7 Tagen und effektiver Folgedosis durch die in diesem Zeitraum inhalierten Radionuklide
Einnahme von Iod-tabletten	50 mSv Kinder und Jugendliche unter 18 Jahren sowie Schwangere 250 mSv Personen von 18 bis 45 Jahren		Schilddrüsendosis (Organdosis) durch das im Zeitraum von 7 Tagen inhalierte Radioiod
Evakuierung		100 mSv	Summe aus effektiver Dosis durch äußere Exposition in 7 Tagen und effektiver Folgedosis durch die in diesem Zeitraum inhalierten Radionuklide
Langfristige Umsiedlung		100 mSv	Effektive Dosis als Folge äußerer Exposition durch auf dem Erdboden und sonstigen Oberflächen abgelagerte Radionuklide in 1 Jahr
Temporäre Umsiedlung		30 mSv	Effektive Dosis durch äußere Exposition in 1 Monat

Zum Strahlenschutz der Einsatzkräfte im Ereignisfall, die als Anlagenpersonal, Sicherheits- und Rettungspersonal (z. B. Polizei, Feuerwehr, Sanitäter, Ärzte) oder für bestimmte Arbeiten (z. B. Messungen, Transporte, Reparaturen, Bauarbeiten) eingesetzt sind, sind Festlegungen in der Strahlenschutzverordnung (§ 58 und insbesondere § 59 StrlSchV) und den „Radiologischen Grundlagen“ [3-15.2] enthalten (→ Tabelle 15-1). Diese sind in den einschlägigen Dienstvorschriften der Feuerwehr [4-5] und der Polizei [4-6] berücksichtigt.

Schutzmaßnahmen im betroffenen Gebiet zur Gefahrenabwehr

Die anlagenexterne Notfallplanung bezieht sich auf die Vorbereitung und Durchführung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung vor den Auswirkungen störfall- oder unfallbedingter Freisetzungen von Radionukliden, die Kontaminationen und erhöhte Strahlenexpositionen zur Folge haben.

Prioritär zur Umsetzung dieser Ziele sind im Katastrophenschutz als kurzfristige Maßnahmen

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

ggf. mit ergänzenden und flankierenden Maßnahmen (z. B. Vorverteilung von Iodtabletten) vorgesehen.

Die Maßnahmen „Aufenthalt in Gebäuden“ und „Evakuierung“ sind für ein Gebiet bis 10 km Radius um das Kernkraftwerk vorgeplant. Dazu werden die in der Tabelle 16-2 festgelegten Eingreifrichtwerte zugrunde gelegt.

Für die Maßnahmen zur „Einnahme von Iodtabletten“ sind die Tabletten je nach Planungsbereich vorverteilt bzw. dezentral vorgehalten. Merkblätter zur Information der Bevölkerung über die Verwendung von Iodtabletten sind in den „Radiologischen Grundlagen“ [3-15.2] enthalten.

Von der Strahlenschutzkommission wurde empfohlen, dass Iod-Tabletten im Bereich 0 - 5 km um die Kernkraftwerke für alle Personen unter 45 Jahren an die Haushalte vorverteilt werden; im Bereich 5 - 10 km eine Vorverteilung an die Haushalte oder eine Vorhaltung und Lagerung bevölkerungsnah an mehreren Stellen in den Gemeinden (z. B. Rathäuser, Schulen, Krankenhäuser, Betriebe) erfolgt. Hierbei sind auch die Einsatzkräfte zu berücksichtigen. Im Bereich 10 - 25 km wird eine Vorhaltung und Lagerung bevölkerungsnah in den Gemeinden bzw. in geeigneten Einrichtungen empfohlen. Die Umsetzung der Verteilung und Lagerung liegt in der Zuständigkeit der Länder.

Für den Entfernungsbereich 25 - 100 km werden die Iodtabletten für Kinder/Jugendliche unter 18 Jahren und Schwangere in acht zentralen Lagern vorgehalten. Für die ereignisabhängige Verteilung im Entfernungsbereich 25 - 100 km aus diesen Lagern wurde durch eine Bund-Länder-Arbeitsgruppe ein Konzept erarbeitet und umgesetzt.

Ergänzend zu diesen Maßnahmen wird zur Vermeidung von Inkorporationsdosen durch die Ingestion frisch geernteter kontaminierter Nahrungsmittel eine vorsorgliche Warnung vor dem Verzehr solcher Nahrungsmittel ausgesprochen. Nach Vorliegen entsprechender Daten aus Messungen wird diese Vorsorgemaßnahme an die Lage angepasst.

Über diese Schutzmaßnahmen hinaus enthalten die „Rahmenempfehlungen“ [3-15.1] eine Zusammenstellung weiterer Maßnahmen, die in die Planungen einzubeziehen sind:

- Warnung und Unterrichtung der Bevölkerung,
- Verkehrslenkung, -regelung und -einschränkung des Straßenverkehrs,
- Einrichtung und Betrieb von Notfallstationen zur Dekontamination und ärztlichen Betreuung sowie Versorgung der betroffenen Bevölkerung und der Einsatzkräfte,
- Veranlassung von Verkehrseinschränkungen für Schienenverkehr, Schifffahrt und ggf. Luftverkehr,
- Information der Wassergewinnungsstellen,
- Sperrung kontaminierter Wassergewinnungsstellen,
- Warnung der Bevölkerung vor Gebrauch des Wassers, vor Wassersport und Fischfang,
- Unterrichtung der Schifffahrt,
- Sperrung stark kontaminierter Flächen,
- Gewährleistung der Nahrungsmittelversorgung,
- Gewährleistung der Wasserversorgung,
- Versorgung der Tiere mit Futtermitteln, in Sonderfällen Verlegung; ggf. Tötung und Beseitigung stark kontaminierter Tiere,
- Dekontamination von Verkehrswegen, Häusern, Gerätschaften und Fahrzeugen und
- Unterbindung des Inverkehrbringens kontaminierter Nahrungs- und Futtermittel.

Ein Teil dieser Maßnahmen dient auch der Strahlenschutzvorsorge und wird entsprechend dem „Maßnahmenkatalog“ [4-3] veranlasst.

Schutzmaßnahmen der Strahlenschutzvorsorge zur Risikominimierung

In denjenigen Gebieten, in denen Katastrophenschutzmaßnahmen nicht gerechtfertigt sind, dienen Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge dazu, die Strahlenexposition der Bevölkerung zu reduzieren.

Der hierzu vorbereitete „Maßnahmenkatalog“ [4-3] behandelt als einen Schwerpunkt Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge in Form von Verhaltensempfehlungen für die Bevölkerung und eine große Zahl von Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich zur Vermeidung oder Verringerung der Kontamination landwirtschaftlicher Produkte sowie der landwirtschaftlich genutzten Flächen. Die Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich sind situationsangepasst nach den Unfallphasen (vor und während des Durchzugs der radioaktiven Wolke; nach Durchzug der Wolke) gegliedert und insbesondere an den EU-Höchstwerten [1F-4.8] der Aktivität in Nahrungsmitteln orientiert. Ergänzend enthält der Katalog Informationen und Maßnahmen zur Entsorgung sowie Konkretisierungen der Entscheidungsphilosophien und der Einschätzung zur Akzeptanz von Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich. So ist z. B. bei der Maßnahmenplanung zu berücksichtigen, dass die Nutzung kontaminierter landwirtschaftlicher Produkte akzeptanzbedingt begrenzt sein wird und damit die Entsorgung eine höhere Bedeutung als die Verarbeitung mit dem Ziel der Dekontamination haben wird.

Als weitere Strahlenschutzvorsorgemaßnahmen werden auch temporäre und langfristige Umsiedlungen betrachtet (→ Tabelle 16-1).

Maßnahmen innerhalb der Anlage

Der Betreiber eines Kernkraftwerkes ist für die Durchführung aller anlageninternen Maßnahmen zur Bewältigung von Notfällen verantwortlich. Hierzu gehört auch die Alarmierung der zuständigen Behörden entsprechend den hierfür vorgesehenen Alarmierungsplänen. Die Vorgehensweisen bei Störungen, Störfällen und Notfällen sind in Artikel 19 (iv) beschrieben. Maßnahmen zur Reduzierung der Eintrittswahrscheinlichkeit für schwere Störfälle (präventive Notfallmaßnahmen) oder Maßnahmen zur Minderung der Auswirkungen von schweren Störfällen mit Kernschäden (mitigative Notfallmaßnahmen) wurden in die Auslegung aufgenommen bzw. bei vorhandenen Anlagen nachgerüstet. Sie sind in Artikel 14(i) und Artikel 18 (i) behandelt.

Übungen

Ausbildung

Um im Ereignisfall die erforderlichen Schutzmaßnahmen erfolgreich durchführen zu können, müssen auf allen Ebenen die an der Bewältigung der Krise beteiligten Personen angemessen ausgebildet, qualifiziert und vorbereitet sein. Daher wird dem Training der Einsatzkräfte innerhalb und außerhalb der Anlage große Bedeutung beigemessen.

Dies gilt speziell für die Vorbereitung des Kernkraftwerkspersonals und besonders des verantwortlichen Schichtpersonals auf die Beherrschung eines Notfalles in der Anlage [3-2, 3-38, 3-39, 3-65].

Für das externe Einsatzpersonal werden die Ausbildung und die Vorbereitung aufgabenbezogen in den entsprechenden Organisationen durchgeführt.

Übungen des Betreibers

Die vorgesehenen Maßnahmen des Betreibers werden durch regelmäßige Übungen trainiert, überprüft und weiterentwickelt. Übungen, die den Einsatz der Krisenorganisation des Betreibers beinhalten, werden entsprechend der RSK-Stellungnahme „Allgemeine Anforderungen an Krisenstabsübungen“ vom 18.03.1992 (268. Sitzung) von den Betreibern im Allgemeinen ein Mal pro Jahr pro KKW-Block durchgeführt.

Um möglichst realitätsnah üben zu können, werden die den Übungen zugrunde liegenden Unfallszenarien in der Regel sehr detailliert ausgearbeitet. Typische Übungsszenarien sind Ereignisse mit Kühlmittelverlust, Ereignisse mit Einwirkungen von Außen (Erdbeben, Hochwasser, Flugzeugabsturz etc.), Ereignisse mit ATWS und Ereignisse mit Station Blackout. Diese Ereignisse sind, um entsprechend den Übungszielen gefahrbringende Situationen zu simulieren, kombiniert mit unzureichender Kernkühlung und/oder Nachwärmeabfuhr und/oder unzureichendem Gebäudeabschluss. Weiterhin finden auch Ereignisse aus dem Bereich der Anlagensicherung Eingang in das Übungsprogramm der Betreiber. Übungsziele im Detail können z. B. sein: Alarmierungsabläufe intern und extern, Anwendung und dabei gleichzeitige Überprüfung der Praktikabilität der schriftlichen betrieblichen Regelungen und soweit möglich der technischen Vorkehrungen, Erkennung und Auslösung von externen Alarmen (Voralarm, Katastrophenalarm), Dokumentation der Abläufe, Messkampagnen, Personenrettung aus Kontrollbereichen, Aufbau von Dekontaminationen, Aufbau- und Arbeitsabläufe des Krisenstabs sowie Öffentlichkeitsarbeit.

Die Übungen werden in den Anlagen möglichst realistisch durchgeführt, wobei zunehmend auch die Kraftwerkssimulatoren genutzt werden.

Die jährlichen Übungen sind in der Regel auf den Kraftwerksstandort begrenzt. In größeren Zeitabständen wird das Zusammenwirken mit dem Krisenstab des Herstellers, dem Kern-technischen Hilfsdienst und den für die anlagenexterne Notfallplanung zuständigen Behörden geübt.

Über die Durchführung einer anlageninternen Übung werden die Behörden grundsätzlich informiert und nehmen häufig, oft als Beobachter vor Ort, teil. Die Zahl der Übungen, an denen die Fachabteilungen des Standorts und der Behörden die Zusammenarbeit und Kommunikation üben, nimmt zu. Diese Zusammenarbeit wird flankiert durch Aufsichtsbesuche und die Durchführung von z. B. Aufsichtsschwerpunkten seitens der Behörde am Standort. Seitens der Betreiber werden Übungen im Rahmen des Erfahrungsaustausches und -rückflusses z. B. in VGB-Arbeitsreisen vorgestellt und diskutiert. Standortübergreifend werden auch Übungen anderer Anlagen beobachtet.

Neben Übungen unter Beteiligung der Aufsichtsbehörde und des Gutachters finden auch interne Übungen zum Notfallschutz einschließlich der Schnittstellen zum Katastrophenschutz statt.

Es wurden u. a. Übungen

- zum Brandschutz,
- zur Erreichbarkeit,
- zur Anlagensicherung und zum Objektschutz (Sonstige Einwirkungen Dritter),
- zu einem auslegungsüberschreitenden Störfall im Stillstand,
- des Krisenstabes,
- des Sanitäts- und Rettungsdienstes

durchgeführt.

Teilweise fanden diese Übungen am Simulator unter Einbeziehung des Lagezentrums und des Kernfernüberwachungssystems des Landes statt.

Übungsberichte über den Verlauf anlageninterner Übungen und wesentliche Erkenntnisse werden erstellt und fließen in die Notfallplanung ein. In Schulungsmaßnahmen erhalten die Mitarbeiter ein Feedback. Regelmäßig wiederkehrend werden die Unterlagen zum Notfallschutz auf Vollständigkeit und Richtigkeit überprüft.

Die Übungen zum Notfall- und Katastrophenschutz zeigten, dass die vorgesehenen Maßnahmen den Anforderungen gerecht werden.

Übungen der Behörden auf nationaler Ebene

Die Katastrophenschutzbehörden auf Landesebene und regionaler Ebene führen an den Standorten von Kernkraftwerken regelmäßig, aufgrund des großen Aufwandes jedoch in Zeitabständen von mehreren Jahren, große Katastrophenschutzübungen durch. An diesen externen Übungen nimmt neben den zuständigen Behörden und den fachlichen Beratungsgremien auch der Betreiber der Anlage teil. Eine aktive Beteiligung der potentiell betroffenen Bevölkerung an den Übungen ist im Normalfall nicht vorgesehen.

Ziele dieser Übungen sind das verbesserte Zusammenwirken der verschiedenen beteiligten Stellen und Organisationen im Rahmen des Notfallmanagements sowie das Sicherstellen einer effektiven Arbeit im Katastrophenschutz und in der Strahlenschutzvorsorge. Weiteres Übungsziel ist der praktische Einsatz von Kräften im Rahmen der Messaufgaben und spezieller Unterstützungsleistungen, wie etwa die Erprobung von kurzfristig eingerichteten Notfallstationen für Dekontaminationsmaßnahmen und medizinische Versorgung der Bevölkerung, sowie die Kommunikation und Zusammenarbeit der verschiedenen beteiligten Behörden und Organisationen.

Das Szenarium der Übungen mit dem Schwerpunkt auf anlagenexternen Maßnahmen wird in der Regel von der Behörde erarbeitet. Dabei werden die wesentlichen Aufgaben des Stabes im Katastrophenschutzmanagement geübt. Hierzu gehören insbesondere die Bewertung der radiologischen Lage, Art und Umfang von Maßnahmen, die Führung der Einsatzkräfte sowie die Information der Bevölkerung.

Lag der Schwerpunkt der bislang durchgeführten Übungen bei einem Szenarium mit einer unterstellten Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung, ohne den konkreten Unfallablauf in der Anlage selbst zu betrachten, werden mit zunehmender Tendenz standortbezogene integrierte Übungen abgehalten, bei denen sowohl der Betreiber als auch die zuständigen Behörden potentiell betroffener Bundesländer eine Übung mit einem anlagenspezifischen Szenarium durchführen.

Diese Übungen zielen darauf ab, die anlagentechnischen Abläufe in die Übung zu integrieren und die damit verbundene Kooperation und Kommunikation zwischen Betreiber und zuständigen Behörden zu üben.

Im Mai 2009 wurde eine Stabsrahmenübung (CORE 2009) für die Notfallorganisation vom Bundesumweltministerium und Bundesamt für Strahlenschutz durchgeführt, bei der die übergreifende Zusammenarbeit der Stäbe vom BMU mit Unterstützung durch die GRS und BfS geübt wurde. Es ist geplant, weitere Übungen dieser Art regelmäßig durchzuführen.

Zur Verbesserung der Maßnahmen für den Katastrophenschutz liegen Übungsschwerpunkte zum einen auf Einrichtungen, die auf der Nutzung moderner Informationstechnologien basieren. Hierzu zählen etwa eine gemeinsame Messzentrale, ein Management- und Informationssystem für Katastrophenschutzdaten oder eine elektronische Lagedarstellung mit entsprechendem Kommunikationskonzept. Zum anderen werden Übungen verstärkt auf die übergreifende Zusammenarbeit zwischen den verschiedenen Organisationen, die mit der Bewältigung eines Unfalls betraut sind, ausgerichtet. Zudem gewinnt die Information der Öffentlichkeit als Übungsschwerpunkt wachsende Bedeutung.

Darüber hinaus werden auf nationaler Ebene in zunehmenden Umfang Übungen mit Bezug zu radiologischen Ereignissen, z. B. in Verbindung mit terroristisch motivierten Anschlägen, durchgeführt. Beispiele hierfür sind die Tabletop-Übung FEBREX 2007 des BMU und die Beteiligung des BMU und BfS an einer Stabsrahmen-Übung des Bundesministeriums des Innern und des Bundesamtes für Bevölkerungshilfe und Katastrophenschutz im November 2008. Auf Landesebene finden regelmäßig gemeinsame Übungen von Strahlenschutzbehörden, Landesmessstellen und Landeskriminalämtern statt.

Hervorzuheben ist hier insbesondere die LÜKEX-Übung 2009/2010, die von den beteiligten Behörden des Bundes und der teilnehmenden Länder nach über einjähriger Vorbereitung im Januar 2010 abgehalten wurde. Die übenden Organisationen und Stäbe aller Ebenen waren u. a. auch mit radiologischen Notfallsituationen aufgrund terroristischer Angriffe konfrontiert und hatten diese sowohl sachlich als auch informationspolitisch zu bewältigen.

Beteiligung an Übungen auf internationaler Ebene

Im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit sind aufgrund bilateraler Verträge Behörden der Nachbarländer bei Übungen grenznaher Anlagen aktiv oder zumindest beobachtend beteiligt.

Ein Beispiel für die grenzüberschreitende Zusammenarbeit ist die Teilnahme an der CONVEX-3 Übung vom 9. - 10. Juli 2008. Durch die große Entfernung zu der für die Übung ausgewählten Anlage in Mexiko waren keine direkten radiologischen Konsequenzen auf Deutschland zu erwarten. Die Übung wurde daher genutzt, um die Kommunikation und Kooperation zwischen dem Bundesumweltministerium als zuständige nationale Fachbehörde und benachbarten Ländern von Deutschland sowie dem vom Unfall betroffenen Land Mexiko zu üben. Weiterhin wurden andere deutsche Organisationen, die in einem solchen Fall beteiligt wären, mit in die Übung einbezogen. Insbesondere wurde erstmalig das Auswärtige Amt im Zusammenhang mit einem nuklearen Übungsszenario beteiligt.

Übungen mit radiologischen Ereignisszenarien werden auch auf internationaler Ebene durchgeführt. Ein Beispiel hierfür ist die im Rahmen der INEX-3 Übungsserie der OECD/NEA durchgeführte gemeinsame deutsch-österreichische Tabletop-Übung im September 2005, deren Ziel das grenzüberschreitende abgestimmte Notfallmanagement bei einem radiologischen Ereignis (Brand einer Cäsium-137-Quelle) war.

Deutschland beteiligt sich an den Vorbereitungen zu dem neuen INEX-Programm und wird voraussichtlich an der kommenden INEX-4 Übung im Jahr 2010 aktiv teilnehmen.

Grundsätzlich nehmen an den regelmäßigen Übungen der EU (ECURIE-Übungen), der IAEO (CONVEX-Übungen) und der OECD/NEA (INEX-Übungen) entsprechend ihrer Zuständigkeit Mitarbeiter des BMU teil, darüber hinaus sind je nach Übungslage auch unterstützende Stellen, andere Bundesressorts und die zuständigen Behörden von Bundesländern beteiligt.

Um die nukleare Notfallvorsorge international auf einen ausreichend hohen Stand fortzuschreiben und zu harmonisieren, arbeiten Vertreter des BMU und anderer Stellen für Deutschland in den entsprechenden Gremien bei OECD/NEA, IAEO und bei der EU sowie in einer Arbeitsgruppe (EPAL) zum radiologischen Notfallschutz des europäischen Verbandes der TOP-Regulatoren im Strahlenschutz (Heads of European Radiation Control Authorities, HERCA).

In Bundesländern mit grenznahen kerntechnischen Anlagen werden in größeren Abständen länderübergreifende Katastrophenschutzübungen durchgeführt. So wurde z. B. im November 2008 eine gemeinsame Katastrophenschutz- und Messübung mit dem Kernkraftwerk Fessenheim durchgeführt. Übungsbeteiligt waren neben dem Kernkraftwerk Fessenheim deutsche und französische Behörden. Die Übung wurde in enger Kooperation von den französischen und deutschen Behörden gemeinsam vorbereitet.

Behördliche Überprüfung

Entsprechend der RSK-Stellungnahme „Allgemeine Anforderungen an Krisenstabsübungen“ vom 18.03.1992 (268. Sitzung) ist von den Betreibern pro KKW-Block und Jahr eine Notfallschutzübung unter Verwendung auslegungsüberschreitender Szenarien durchzuführen. Das Thema „Vorkehrungen für Notfälle“ ist ein eigenständiger Inspektionsbereich und umfasst u. a. die „Kontrolle der Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Notfallübungen der Betreiber“.

Die Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Notfallübungen der Betreiber wird damit durch die Aufsichtsbehörden über die kerntechnischen Anlagen regelmäßig überprüft.

In Baden-Württemberg wurde das Thema „Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Notfallschutzübungen der Betreiber“ in den letzten Jahren im Rahmen eines Aufsichtschwerpunktes vertieft überprüft. Als Ergebnis wurde festgestellt, dass die Betreiber ihre Anlagen auch in Notfallsituationen beherrschen.

Die nuklearen Notfallschutzpläne der Länder werden laufend an die jeweils national verbindlichen Empfehlungen der Fachgremien (z. B. SSK) von den zuständigen Kreisverwaltungsbehörden bzw. Regierungen angepasst. Darüber hinaus fließen die im Rahmen der regelmäßig abgehaltenen Übungen gewonnenen Erfahrungen zur weiteren Optimierung von Führungsstruktur und Schutzmaßnahmen in die Planungen ein.

16 (2) Information der Bevölkerung und der Nachbarstaaten

Information der Bevölkerung

Die EURATOM-Richtlinie zur Information der Bevölkerung in radiologischen Notstandssituationen [1F-4.5] ist in den §§ 51 und 53 StrlSchV [1A-8] umgesetzt. Die wesentlichen Inhalte der Information an die Bevölkerung sind in Anlage XIII der Strahlenschutzverordnung festgelegt, dabei wird unterschieden zwischen den Informationen, die der Bevölkerung als Vorbereitung auf eine radiologische Notstandssituation zu übermitteln sind, und den relevanten Informationen in einem konkreten Notfall nach § 51 (2) StrlSchV.

Die wichtigsten Punkte, über die die Bevölkerung in der Umgebung einer Anlage im mindestens fünfjährigen Abstand vorbereitend informiert werden muss, betreffen u. a.

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

Realisiert wird diese Information durch eine von den Betreibern finanzierte Broschüre, die der Bevölkerung in Abstimmung mit den Katastrophenschutzbehörden in der Umgebung kerntechnischer Anlagen zugestellt wird.

Bei einem sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignis in einer kerntechnischen Anlage, das zu einer radiologischen Notstandssituation in der Umgebung führt, unterrichten die zuständigen Behörden entsprechend der Vorgabe des § 51 (2) StrlSchV unverzüglich die möglicherweise betroffene Bevölkerung und geben Hinweise über Verhaltensmaßnahmen einschließlich genauer Hinweise für zu ergreifende Gesundheitsschutzmaßnahmen. Die an die Bevölkerung zu übermittelnden Informationen sind in Anlage XIII Teil A der Strahlenschutzverordnung zusammengefasst und betreffen u. a.

- Art und Merkmale des Ereignisses, insbesondere Ursprung, Ausbreitung, Entwicklung,
- Schutzanweisungen und Maßnahmen für bestimmte Bevölkerungsgruppen und
- Benennung der für den Katastrophenschutz zuständigen Behörden.

Auch bei einer Vorwarnstufe (Voralarm) sind entsprechende Informationen an die Bevölkerung zu geben.

Im Berichtszeitraum wurde von der SSK ein „Leitfaden zur Information der Öffentlichkeit in kerntechnischen Notfällen“ [4-12] veröffentlicht, in dem Vorschläge für ein Konzept zur weiteren Konkretisierung enthalten sind. Dieses Informationskonzept soll im Rahmen der Katastrophenschutzplanung ausgearbeitet werden und ist Bestandteil der besonderen Katastrophenschutzpläne. Es ist an die jeweiligen standortspezifischen Gegebenheiten angepasst und soll, wenn erforderlich, länderübergreifend wirksam sein.

Neben Regelungen der Zuständigkeiten sind Verfahren enthalten, nach denen die verschiedenen beteiligten Institutionen die Inhalte ihrer Informationen abstimmen. Weiterhin ist festgelegt, wie es dem Bürger ermöglicht wird, mit den für den Katastrophenschutz zuständigen Behörden in Kontakt zu treten und über welche Medien die Information der Öffentlichkeit erfolgen wird. Mustertexte hierzu sind in den Rahmenempfehlungen [3-15.1] niedergelegt. Die Eignung der vorbereiteten Maßnahmen zur Information der Öffentlichkeit wird in den Übungen überprüft.

Zur Information der Öffentlichkeit gehört auch, dass die Katastrophenschutzpläne mit Ausnahme von personenbezogenen und sicherheitsempfindlichen Angaben durch die Bevölkerung eingesehen werden können.

Information der Nachbarstaaten

Die in den Überwachungsprogrammen erhobenen Messdaten und die vom Betreiber übermittelten Lageeinschätzungen bilden in einer Notfallsituation die Grundlagen für die Berichterstattungen nach der EU-Vereinbarung zum beschleunigten Informationsaustausch [1F-4.1] und nach dem Übereinkommen über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen [1E-2.4]. Sie dienen ebenso als Basis für den Informationsaustausch zur Erfüllung bilateraler Vereinbarungen. Dadurch wird eine zeitgerechte Information der Nachbarstaaten Deutschlands sichergestellt. Die Routinemessungen nach der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) [3-23] werden auch zur Berichterstattung gegenüber der EU im Rahmen von Artikel 36 des EURATOM-Vertrages verwendet.

Bilaterale Vereinbarungen zur Hilfeleistung in Katastrophenfällen hat Deutschland mit allen neun Nachbarstaaten abgeschlossen. Darüber hinaus bestehen entsprechende Hilfeleistungsvereinbarungen mit Litauen, Ungarn und mit der Russischen Föderation. Hilfeleistungsabkommen mit Italien und Bulgarien sind paraphiert bzw. in Arbeit. Aufgrund derartiger Vereinbarungen bestehen auf regionaler Ebene an den grenznahen Standorten von Kernkraftwerken direkte Informations- und Datenaustauschwege zwischen den für diese Anlage zuständigen Katastrophenschutzbehörden oder den Organisationen zur Ermittlung der radiologischen Lage.

16 (3) Notfallvorsorge bei Vertragsparteien ohne Kernanlagen

Entfällt für Deutschland.

Artikel 16: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Im Berichtszeitraum von 2007 - 2009 wurde eine Vielzahl an Neuerungen und Überarbeitungen von regulatorischen Dokumenten im Bereich der Notfallvorsorge durchgeführt:

Die Rahmenempfehlungen [3-15.1] wurden in überarbeiteter Form Ende 2008 neu veröffentlicht. In dieser Überarbeitung wurde neben den Anpassungen an Aktualisierungen des Regelwerkes Wert auf die Berücksichtigung „schnell ablaufender Ereignisse“ und die Erarbeitung eines verbesserten Kommunikations- und Informationskonzeptes gelegt. Weiterhin wurde das Konzept zur Bereitstellung von Iodtabletten überarbeitet und an die aktuellen Empfehlungen der SSK angepasst.

Die radiologischen Grundlagen für die Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden [3-15.2] wurden einer redaktionellen Bearbeitung unterzogen und zusammen mit den Rahmenempfehlungen neu veröffentlicht. So wurden u. a. die Änderungen des Alters von Kindern und Jugendlichen bei den Dosisrichtwerten für die Einnahme von Iodtabletten aufgenommen und die Iodmerkleblätter gemäß der Veröffentlichung der SSK aktualisiert.

Die SSK hat den „Maßnahmenkatalog“ [4-3] überarbeitet und die Informationen und Maßnahmen zur Entsorgung sowie um Konkretisierungen der Entscheidungsphilosophien und der Einschätzung zur Akzeptanz von Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich integriert.

Gemäß den überarbeiteten Rahmenempfehlungen hat die zuständige Katastrophenschutzbehörde ein konkretes Konzept zur Information der Öffentlichkeit auszuarbeiten, das in die Katastrophenschutzpläne aufzunehmen ist. Dazu hat die SSK einen Leitfaden [4-12] erarbeitet und 2008 veröffentlicht. Darin sind Anregungen und Hinweise für die Erstellung des geforderten Konzepts enthalten.

Die SSK hat darüber hinaus die Konzepte für medizinische Maßnahmen bei Strahlenunfällen [4-11] weiter entwickelt (speziell auch für die medizinischen Maßnahmen bei Kernkraftwerksunfällen [4-10]).

Im Rahmen der Arbeit des KTA wurde der Regelentwurf [KTA 1203] "Anforderungen an das Notfallhandbuch" erarbeitet.

Kriterien für die Ermittlung von potenziellen radiologischen Auswirkungen als Information für die anlagenexterne Katastrophenschutzplanung wurden durch die Betreiber aufgestellt. Die entsprechenden Abschätzungen beziehen sich auf Analysen der Ereignisabläufe,

- die in der anlageninternen Notfallplanung berücksichtigt werden und
- bei denen es zu Freisetzungen kommen kann, die Katastrophenschutzmaßnahmen in der Anlagenumgebung erforderlich machen könnten.

Im Rahmen des „Voralarms“ und des „Alarms“ werden diese Analysen und die Bewertungen des Anlagenzustands anhand der Schutzzielerfüllung in der Notfallsituation den Katastrophenschutzbehörden übermittelt.

Artikel 16: Zukünftige Aktivitäten

Es wird ein weiterer Ausbau der technischen und organisatorischen Zusammenarbeit zur Bewältigung radiologischer Ereignisse angestrebt.

Hierzu gehören auch nationale Übungen unter Beteiligung mehrerer Bundesländer, die Einbindung externer Beobachter sowie die Durchführung von internationalen Übungen im grenznahen Raum.

Die Verbesserung der Realitätsnähe von Übungen ist anzustreben, z. B. durch verstärkte Einbindung und Nutzung von Simulatoren und durch Integration anlagentechnischen Abläufe in Übungsszenarien.

Die Erfahrungen aus Übungen sollen in die Weiterentwicklung der anlagenexternen Notfallplanung eingehen. Darüber hinaus wird durch einen besseren und umfangreicheren Informationsaustausch im radiologischen Notfallvorsorge-Management sich die Möglichkeit ergeben, die Notfallvorsorgesysteme der Notfallvorsorgesysteme national (zwischen Bund und Ländern) und international stärker zu verzahnen.

Weiterhin wird derzeit geprüft und diskutiert, ob aufgrund neuer wissenschaftlicher Erkenntnisse eine weitere inhaltliche Überarbeitung der radiologischen Grundlagen [3-15.2] angezeigt ist. Zu berücksichtigen sind hier insbesondere die veröffentlichte ICRP-Empfehlung „Recommendations on the protection of man and the environment against ionising radiation“ aus dem Jahr 2007 (ICRP 103), der UNSCEAR-Bericht „Effects of ionizing radiation“ aus dem Jahr 2006 und die gemeinsam von der IAEA, der ILO, der FAO, der OECD-NEA und der WHO in Bearbeitung befindlichen „Basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources“.

17 Standortwahl

ARTICLE 17 SITING

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that appropriate procedures are established and implemented:

- i) for evaluating all relevant site-related factors likely to affect the safety of a nuclear installation for its projected lifetime;
- ii) for evaluating the likely safety impact of a proposed nuclear installation on individuals, society and the environment;
- iii) for re-evaluating as necessary all relevant factors referred to in sub-paragraphs (i) and (ii) so as to ensure the continued safety acceptability of the nuclear installation;
- iv) for consulting Contracting Parties in the vicinity of a proposed nuclear installation, insofar as they are likely to be affected by that installation and, upon request providing the necessary information to such Contracting Parties, in order to enable them to evaluate and make their own assessment of the likely safety impact on their own territory of the nuclear installation.

Artikel 17 Standortwahl

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass geeignete Verfahren geschaffen und angewendet werden,

- i) um die Bewertung aller standortbezogenen einschlägigen Faktoren zu ermöglichen, welche die Sicherheit einer Kernanlage während ihrer vorgesehenen Lebensdauer beeinträchtigen könnten;
- ii) um die Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit einer vorgesehenen Kernanlage auf den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt zu ermöglichen;
- iii) um soweit notwendig die Neubewertung aller einschlägigen Faktoren, auf die unter den Ziffern i und ii Bezug genommen wird, zu ermöglichen, damit die Sicherheitsakzeptanz gewährleistet bleibt;
- iv) um Konsultationen mit Vertragsparteien in der Nachbarschaft einer vorgesehenen Kernanlage aufnehmen zu können, soweit sie durch diese Anlage betroffen sein könnten, und um die Übermittlung der notwendigen Informationen an solche Vertragsparteien auf deren Verlangen zu ermöglichen, damit diese die mutmaßlichen Auswirkungen auf die Sicherheit ihres Gebiets selbst beurteilen und eigene Bewertungen vornehmen können.

In Deutschland werden für den Neubau von Kernkraftwerken nach § 7 (1) Atomgesetz (AtG) [1A-3] keine Genehmigungen mehr erteilt (→ Artikel 7). Deshalb behandeln die nachfolgenden Ausführungen die Vorgehensweise bei der Standortwahl, wie sie in der Vergangenheit für die jetzt in Betrieb befindlichen Anlagen praktiziert wurde. Weiterhin wird auf die Auslegung gegen Einwirkungen von außen (→ Artikel 17(1)) und deren Neubewertung (→ Artikel 17 (3)) eingegangen.

17 (1) Standortbewertung

Anforderungen an die Standortwahl

Die einschlägigen Regeln und Richtlinien wurden bereits in Artikel 7 dargestellt (→ Artikel 7).

Vorgehensweisen und Kriterien bei der Standortwahl

Die bundeseinheitlichen Bewertungskriterien für Standorte von Kernkraftwerken sind in einer Richtlinie [3-12] beschrieben. Sie enthält insbesondere die für die Standortvorauswahl des Betreibers und für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren wichtigen standortspezifischen Kriterien und spricht darüber hinaus Aspekte an, die die Eignung des Standortes hinsichtlich Raumordnung und Landesplanung sowie Umweltschutz, Naturschutz und Landschaftspflege betreffen.

Bezüglich der kerntechnischen Sicherheit wurden folgende Punkte berücksichtigt:

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

Auslegung gegen zivilisatorische und naturbedingte Einwirkungen von außen

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

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

Auslegung gegen Hochwasser

Die Anforderungen für Schutzmaßnahmen gegen Hochwasser sind seit 1982 in der kerntechnischen Regel [KTA 2207] enthalten, die in den Jahren 1992 und 2004 überarbeitet wurde. Gemäß dieser Regel ist grundsätzlich ein permanenter Hochwasserschutz vorzusehen. Unter speziellen Randbedingungen darf die Differenzhöhe zwischen dem Wasserstand beim Hochwasser mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-2}/a$ und dem Bemessungswasserstand von $10^{-4}/a$ auch durch temporäre Maßnahmen abgedeckt werden.

Die Kernkraftwerksstandorte liegen größtenteils an Flüssen im Landesinnern und in einigen Fällen an Flussmündungen mit Tideeinfluss. In den meisten Fällen wurden ausreichend hoch gelegene Standorte gewählt. In allen anderen Fällen wurden sicherheitsrelevante Bauwerke mit einer Abdichtung versehen, der Beton wasserundurchlässig ausgeführt und grundsätzlich die Höhenlage von Öffnungen (z. B. Türen) oberhalb des höchsten zu erwartenden Hochwassers festgelegt. Falls diese permanenten Schutzmaßnahmen nicht ausreichen, sind mobile Barrieren zur Absperrung von Öffnungen vorhanden.

Auslegung gegen Erdbeben

Für die Auslegung gegen Erdbeben wird seit 1990 entsprechend der Regel [KTA 2201.1] ein Bemessungserdbeben (früher „Sicherheitserdbeben“) zugrunde gelegt. Das nach der früheren Fassung von 1975 zusätzlich zu berücksichtigende so genannte Auslegungserdbeben wurde durch ein „Inspektionserdbeben“ ersetzt, bei dem der Anlagenzustand lediglich zu überprüfen ist. Für das 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 des Bemessungserdbebens zwischen unter VI und maximal VIII (MSK-Skala). Die Bemessung der Bauwerke, Komponenten und Anlagenteile erfolgte bei den Kernkraftwerken älterer Baulinien zum Teil mit vereinfachten (quasistatischen) Verfahren und daraus folgenden konstruktiven Vorgaben. Bei neueren Anlagen wurden zusätzlich dynamische Analysemethoden angewendet.

Die Regel [KTA 2201.1] befindet sich zurzeit im Änderungsverfahren. Seit September 2009 liegt eine überarbeitete Version der Regel [KTA 2201.1] als Regeländerungsentwurf vor.

Schutz gegen Flugzeugabsturz

Der Schutz gegen Flugzeugabsturz bezieht sich auf den zufälligen unfallbedingten Absturz eines Flugzeuges auf sicherheitsrelevante Anlagenbereiche. Die Schutzmaßnahmen erfolgten vor dem Hintergrund der in den 1970er Jahren zunehmenden Anzahl von Kernkraftwerken in Deutschland und unter dem Eindruck der damals hohen Absturzrate von Militärflugzeugen. Basis war eine Analyse der Absturzhäufigkeiten (Trefferhäufigkeit für sicherheitstechnisch wichtige Gebäude im Mittel etwa 10^{-6} pro Jahr und Anlage) und der mit einem solchen Absturz verbundenen Belastungen des Reaktorgebäudes. Ab Mitte der 1970er Jahre wurden Lastannahmen für die Einwirkungen eines Flugzeugabsturzes entwickelt, die für die Schutzmaßnahmen bei den nachfolgend errichteten Kernkraftwerken zur weiteren Risikominderung zugrunde gelegt wurden. Seit Ende der 1980er Jahre ist die Absturzrate von militärischen Flugzeugen aber erheblich zurückgegangen, so dass die Absturzhäufigkeit heute um etwa eine Größenordnung geringer einzuschätzen ist.

Bei den älteren Baulinien wurde der anlagentechnische Schutz gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes durch die Auslegung von Gebäuden und Komponenten im Zusammenwirken mit zusätzlichen, räumlich von der zu schützenden eigentlichen Reaktoranlage getrennten Notstandssystemen verbessert. Die Notstandssysteme können den sicheren Einschluss radioaktiver Stoffe im Reaktor auch dann gewährleisten, wenn wichtige Anlagenteile in Folge von Einwirkungen von außen zerstört werden. Durch die Anordnung der Gebäude ist gewährleistet, dass die sowohl im zentralen Reaktorbereich als auch in den zusätzlichen Notstandssystemen vorhandenen Sicherheitseinrichtungen in Folge der unterstellten Schadensereignisse nicht gleichzeitig funktionsunfähig werden. Die Reichweite des Schutzes dieser Anlagen gegen Flugzeugabsturz wurde durch nachträgliche Überprüfungen der Auslegungsreserven der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude ausgewiesen und im Rahmen von Nachrüstmaßnahmen ausgeweitet. So wurden neue Gebäude nach den erhöhten Anforderungen ausgelegt und die Maßnahmen gegen induzierte Erschütterungen verbessert.

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

Schutz gegen Explosionsdruckwelle

Die Anforderungen zum Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen bei Unfällen außerhalb der Anlage sind in den 1970er 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 der Richtlinie [3-6] im Einzelnen geregelt und werden seither standortunabhängig angewendet. Außerdem werden unter dem Gesichtspunkt möglicher darüber hinausgehender Druckwerte am Unfallort ausreichende Sicherheitsabstände zu potentiellen Explosionsorten (z. B. Transportwegen, Industrieanlagen) eingehalten.

Aufsichtliche Maßnahmen

Nach der Standortvorauswahl durch den Antragsteller erfolgte ein dem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren vorgelagertes Raumordnungsverfahren. Dieses berücksichtigte alle Einflüsse des vorgesehenen Projektes auf Bevölkerung, Verkehrswege, Landesentwicklung, Landschaftsschutz und den Naturschutz. Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren (→ Artikel 7 (2ii)) wurde neben den Eigenschaften des Standortes die Auslegung der Anlage gegen Einwirkungen von außen geprüft. Weiterhin wurde auch geprüft, ob öffentliche Interessen der Wahl des Standortes entgegenstehen. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wurde von den jeweils zuständigen Behörden untersucht, ob auch die Anforderungen des Wasserrechts, des Immissionsschutzes sowie des Naturschutzes eingehalten werden. Die Errichtungs- und Betriebsgenehmigungen der deutschen Kernkraftwerke wurden alle vor Inkrafttreten der europäischen Richtlinie zur Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-1.15] erteilt. Prüfungen zu den Umweltauswirkungen wurden ausschließlich nach nationalem Recht vorgenommen.

Bei Genehmigungsverfahren im Rahmen von wesentlichen Anlagenänderungen werden gemäß AtG die Umweltauswirkungen nach dem UVP-Gesetz geprüft.

17 (2) Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung

Anforderungen hinsichtlich der sicherheitstechnischen 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 bestimmungsgemäßem Betrieb der Anlage als auch bei Störfällen.

Konventionelle Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung

Die Wärmeeinleitung in Flüsse oder Gewässer durch Abgabe von aufgewärmtem Kühlwasser im Leistungsbetrieb (bei Frischwasserkühlung oder Mischkühlung mit Nasskühltürmen) darf die in den Genehmigungsverfahren festgelegten Grenzwerte nicht überschreiten. Hierbei setzen die wasserrechtlichen Vorschriften hinsichtlich der Erwärmung des Flusswassers im Allgemeinen engere Grenzen als die sicherheitstechnischen Anforderungen. Sofern aufgrund extremer Witterungsbedingungen eine Überschreitung der zulässigen Aufwärmspanne absehbar ist, muss die betroffene Anlage ihren Leistungsbetrieb entsprechend reduzieren.

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

Radiologische Auswirkungen beim Betrieb der Anlage und bei Störfällen

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

Umsetzung der Anforderungen im Genehmigungsverfahren

Seit Anfang der 1990er Jahre sind bei der Errichtung und bei wesentlichen Änderungen von kerntechnischen Anlagen die Anforderungen der Gesetze zum Schutz vor schädlichen konventionellen Umwelteinwirkungen, wie z. B. Luftverunreinigungen mit toxischen oder korrosiven Stoffen und Geräuschbelästigungen, explizit auf der Grundlage des Gesetzes über die Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-1.15] zu bewerten (→ Artikel 7 (2ii)). Mit der Umweltverträglichkeitsprüfung werden die Auswirkungen der Anlage auf die Umwelt frühzeitig und umfassend ermittelt, beschrieben und bewertet. Ziel ist, schädliche Umwelteinwirkungen beim Betrieb einer kerntechnischen Anlage so gering wie möglich zu halten. Hierzu sind z. B. die Vorschriften des Bundes-Immissionsschutzgesetzes [1B-16] mit seinen einzelnen Verordnungen einzuhalten.

17 (3) Neubewertung der standortspezifischen Gegebenheiten

Maßnahmen zur Neubewertung

Artikel 17 (1) beschreibt die Auslegung der deutschen Kernkraftwerke gegen Einwirkungen von außen. Die im Abstand von 10 Jahren durchzuführenden Sicherheitsüberprüfungen (→ Artikel 14 (1)) beinhalten auch Neubewertungen der getroffenen Schutzmaßnahmen gegen Einwirkungen von außen unter Berücksichtigung der Fortentwicklung des Kenntnisstandes. Als Ergebnis dieser Überprüfungen wurden, sofern erforderlich, Maßnahmen getroffen bzw. geplant.

Als Maßstab für die Bewertung des Schutzes gegen Einwirkungen von außen dienen die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke [3-1], die RSK-Leitlinien [4-1], die Störfalleitlinien [3-33.1] und die einschlägigen Regeln des KTA (für die Einwirkungen Erdbeben, Hochwasser, Blitz).

In den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke [3-1] wird 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 Einwirkungen von außen erfüllen können. Dabei sind insbesondere folgende Einwirkungen zu berücksichtigen:

- naturbedingte Einwirkungen von außen, soweit sie in Betracht zu ziehen sind, wie z. B. Erdbeben, Erdbeben, Sturm, Hochwasser, Sturmflut,
- zivilisationsbedingte Einwirkungen von außen, wie z. B. Flugzeugabsturz, Einwirkungen von gefährlichen, insbesondere explosionsfähigen Stoffen und
- Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter.

Bei den Anforderungen an die Auslegung gegen Einwirkungen von außen wird entsprechend den Störfalleitlinien [3-33.1] unterschieden zwischen Einwirkungen, die als Auslegungsstörfälle im Sinne der Leitlinie zu behandeln sind und Einwirkungen, die wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit keine Auslegungsstörfälle sind und für die Maßnahmen mit dem Ziel der Risikominderung getroffen werden. Danach sind naturbedingte Einwirkungen (Erdbeben, Hochwasser, anlagenexterner Brand, Blitzschlag und sonstige naturbedingte Einwirkungen) als Auslegungsstörfälle (→ Artikel 18 (1)) zu behandeln, während für die Ereignisse Flugzeugabsturz, Druckwelle oder Einwirkung gefährlicher Stoffe aus Ereignissen außerhalb der Anlage risikomindernde Maßnahmen zu treffen sind.

Ergebnisse von Standortbewertungen

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

Hochwasser

Die auf Veranlassung des BMU in den Jahren 2000 - 2002 durchgeführten Nachprüfungen zum Hochwasserschutz haben ergeben, dass die anlagenspezifischen Festlegungen zum Bemessungshochwasser sowie die technischen und administrativen Schutzmaßnahmen grundsätzlich im Einklang mit dem zu diesem Zeitpunkt gültigen Regelwerk waren. Die Untersuchungsergebnisse lassen aber auch erkennen, dass die Vorgehensweisen zur Ermittlung des Bemessungshochwassers und ebenso die Instandhaltung der Hochwasserschutzmaßnahmen in den einzelnen Anlagen uneinheitlich waren. Die konkreten Schutzvorkehrungen an den einzelnen Standorten sind stark von den jeweiligen topographischen Gegebenheiten abhängig. Es ergibt sich daher ein heterogenes Bild der im Einzelnen geplanten oder durchgeführten Maßnahmen. Zum Beispiel kann für einzelne direkt an Flussläufen gelegene Kernkraftwerke bereits bei einem tausendjährigen Hochwasser eine Inselage eintreten, für die entsprechende organisatorische und administrative Maßnahmen vorgesehen sind.

Um die Vorgehensweisen beim Hochwasserschutz zu vereinheitlichen, wurde die Regel [KTA 2207] überarbeitet und liegt seit November 2004 in ihrer aktualisierten Form vor. Die Änderungen gegenüber der vorherigen Version betreffen insbesondere die Festlegung und Ermittlung des Bemessungshochwassers, das nun einheitlich mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ angesetzt wird. Die Neufassung der Regel wird seit dem bei allen Änderungsgenehmigungen angewandt, bei denen der Hochwasserschutz betroffen ist. Darüber hinaus wird sie als Bewertungsmaßstab für deterministische sicherheitstechnische Überprüfungen, z. B. im Rahmen der nach § 19a AtG durchzuführenden SÜ, herangezogen (→ Artikel 14 (1))

Erdbeben

Bei einigen Anlagen an Standorten mit relevantem seismischen Einfluss wurden aufgrund fortschreitender methodischer Entwicklungen bei der Ermittlung der seismischen Einwirkungen und der fortgeschrittenen Entwicklung der Nachweisverfahren zur Auslegung Neubewertungen durchgeführt. Bei den Neubewertungen zur Auslegung von Komponenten zeigte sich im Allgemeinen, dass unter Berücksichtigung präzisierter seismischer Einwirkungen und moderner Nachweisverfahren die anlagentechnischen Einrichtungen zum Teil erhebliche Reserven gegen Erdbebenbelastungen aufweisen. In Anlagen, bei denen sich dennoch Ertüchtigungsbedarf abzeichnete, wurden auf Grundlage dieser Neubewertung umfangrei-

che sicherheitstechnische Nachrüstungen durchgeführt. Des Weiteren wurden im Rahmen der Errichtung von Standort-Zwischenlagern für alle Standorte neue seismische Gefährdungsanalysen durchgeführt. Für Kernkraftwerke an zwei Standorten wurden darüber hinaus Erdbeben-PSA erstellt.

Flugzeugabsturz

Die nachträgliche Errichtung von systemtechnisch unabhängigen und räumlich getrennten Notstandssystemen hat bei älteren Anlagen zu einer Verminderung des Risikos bei zufälligen unfallbedingten Flugzeugabstürzen geführt (→ Tabelle 6-2). Insgesamt ist der Risikobeitrag durch zufälligen unfallbedingten Flugzeugabsturz zwar als Risiko einzustufen, gegen das Maßnahmen zu treffen ist; allerdings genügen Maßnahmen der Schadensminderung der Sicherheitsebene 4a. Bei einem Teil der Anlagen erfolgten hinsichtlich des zufälligen unfallbedingten Flugzeugabsturzes nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von Belastungen in Verbindung mit probabilistischen Sicherheitsbewertungen.

Als Resultate probabilistischer Bewertungen der Betreiber wurde mitgeteilt, dass auch in den Fällen, in denen das Reaktorgebäude den nach derzeit gültigem Regelwerk anzusetzenden Einwirkungen nicht standhält, der Beitrag solcher Szenarien zu Schadenszuständen mit erheblicher Freisetzung insgesamt als gering einzuschätzen sei.

Explosionsdruckwelle

Für Anlagen, bei denen Schutzmaßnahmen gegen Explosionsdruckwellen nicht bereits bei der Errichtung getroffen wurden und bei denen aufgrund der Standortbedingungen derartige Einwirkungen nicht ausgeschlossen werden können, sind im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen entsprechende Analysen durchgeführt worden.

Aufsichtliche Bewertungen und Aktivitäten

Die gemäß AtG vorzulegenden bzw. vorgelegten Sicherheitsüberprüfungen der Anlagen werden unter Zuziehung von Sachverständigenorganisationen unter Anwendung der aktuellen Leitfäden geprüft.

17 (4) Konsultationen mit Nachbarländern

Internationale Abkommen

Die europäische Verpflichtung zur grenzüberschreitenden Behördenbeteiligung [1F-1.15] wurde durch eine Ergänzung der atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] umgesetzt. Danach werden die Behörden benachbarter Staaten am atomrechtlichen Genehmigungsverfahren beteiligt, wenn ein Vorhaben erhebliche Auswirkungen in einem anderen Staat haben könnte.

Deutschland hat die Espoo-Konvention [1E-1.1] zur grenzüberschreitenden Beteiligung gezeichnet. Die Europäische Gemeinschaft hat das Übereinkommen ebenfalls ratifiziert, allerdings beschränkt auf die Anwendung der Bestimmungen zwischen ihren Mitgliedsstaaten.

Gemäß Artikel 37 des EURATOM-Vertrages [1F-1.1] 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 [1F-1.5]. Dies dient zur Feststellung möglicher Auswirkungen in anderen Mit-

gliedsländern. Nach Anhörung einer Sachverständigengruppe nimmt die Kommission Stellung zum Vorhaben.

Bilaterale Abkommen mit Nachbarstaaten

Deutschland hat schon frühzeitig einen grenzüberschreitenden Informationsaustausch im Zusammenhang mit der Errichtung von grenznahen Anlagen aufgenommen.

Derzeit bestehen mit sieben der neun Nachbarländer Deutschlands (Niederlande, Frankreich, Schweiz, Österreich, Tschechische Republik, Dänemark und jüngst Polen) bilaterale Abkommen zum Informationsaustausch über grenznahe nukleare Einrichtungen.

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,
- Betriebserfahrung, insbesondere zu meldepflichtigen Ereignissen,
- Berichterstattung über Entwicklungen in der Kernenergiepolitik und im Strahlenschutz und
- regulatorische Entwicklung der Sicherheitsanforderungen, insbesondere auch zu Notfallschutzmaßnahmen bei schweren Störfällen.

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 IAEO und der EU werden in Artikel 16 (2) behandelt.

Artikel 17: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Die Regel [KTA 2201.1] „Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze“ befindet sich seit 2005 in Überarbeitung und liegt seit September 2009 als Regeländerungsentwurfsvorlage vor. Die lange Bearbeitungszeit resultierte aus der erstmaligen Einbeziehung probabilistischer Methoden in die Anforderungen an die Erdbebenauslegung. Gemäß der überarbeiteten Fassung ist das Bemessungserdbeben unter Bewertung deterministischer und probabilistischer Untersuchungen festzulegen. Die zugehörigen seismischen Einwirkungen dürfen jeweils für den 50-%-Fraktilwert angegeben werden, wenn die Überschreitenswahrscheinlichkeit der Kenngrößen des Bemessungserdbebens in der Größenordnung $10^{-5}/a$ liegt. Neben dieser grundlegenden Erweiterung des Vorgehens bei der Erdbebengefährdungsanalyse wurden auch die Anforderungen an die bau- und maschinentechnische Erdbebenauslegung an den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Unter anderem wurde die in der Praxis bereits übliche und bewährte dreigliedrige Klassifizierung von Bauwerken, Systemen und Komponenten in das Regelwerk übernommen (Klasse I: Anlagenteile und bauliche Anlagen, die zur Erreichung der Schutzziele erforderlich sind; Klasse IIa: Anlagenteile und bauliche Anlagen, die nicht zur Klasse I gehören, für die jedoch nachzuweisen ist, dass sie durch die bei einem Erdbeben an ihnen entstehenden Schäden und deren Folgewirkungen keine Anlagenteile oder bauliche Anlagen der Klasse I beeinträchtigen können; Klasse IIb: sonstige Anlagenteile und bauliche Anlagen.)

Auch mit Blick auf meteorologische Einwirkungen gab es Weiterentwicklungen. Im Rahmen eines Forschungsvorhabens wurde (unter anderem) untersucht, welche Auswirkungen der Klimawandel auf die Gefährdung von Kernkraftwerken durch meteorologische Einwirkungen in Deutschland haben könnte. Hierzu wurden exemplarisch Studien zu Auswirkungen des Klimawandels in Mitteleuropa ausgewertet und mit der internationalen Betriebserfahrung von Kernkraftwerken hinsichtlich meteorologischer Einwirkungen verglichen. Aus diesem Vergleich lässt sich ableiten, dass für die deutschen Kernkraftwerkstandorte innerhalb der nächsten Jahrzehnte nicht mit einer erheblichen Zunahme der Gefährdung durch solche Einwirkungen zu rechnen ist. Es kann auf der Grundlage der durchgeführten Arbeiten jedoch nicht ausgeschlossen werden, dass abhängig von den konkreten Standortgegebenheiten dennoch kleinere Anpassungen der Schutzkonzepte erforderlich werden könnten.

Artikel 17: Zukünftige Aktivitäten

Die deutschen Kernkraftwerke wurden bei ihrer Errichtung gegen EVA ausgelegt (→ Artikel 17 (1)). Diese Auslegung erfolgte im Allgemeinen auf deterministischer Basis. Ein erneuter Nachweis hinsichtlich des Schutzes gegen EVA ist grundsätzlich auch im Rahmen der Sicherheitsüberprüfungen (→ Artikel 14 (1)) zu erbringen. Allerdings wird hierzu nicht notwendigerweise eine neue Gefährdungsanalyse für den Standort erstellt. In Anbetracht der neuen Erkenntnisse zu Einwirkungen von außen erscheint ein Abgleich der aktuell zu unterstellenden Einwirkungen mit der Auslegung der deutschen Kernkraftwerke angebracht. Eine solche Überprüfung der Annahmen hinsichtlich der zu unterstellenden Einwirkungen soll im Rahmen eines Forschungsvorhabens zunächst für einige ausgewählte Einwirkungen (Erdbeben, extreme Wasserstände, Windlasten, Vereisung und Einwirkung gefährlicher Stoffe) untersucht werden.

Hinsichtlich der probabilistischen Bewertung des Schutzes von Kernkraftwerken gegen Einwirkungen von außen im Rahmen der Sicherheitsüberprüfungen (→ Artikel 14 (i)) sind ebenfalls Weiterentwicklungen angedacht: Da die Anforderung, probabilistische Analysen für Einwirkungen von außen durchzuführen, erst im Jahr 2005 in den PSA-Leitfaden [3-74.1] aufgenommen wurde, sind die entsprechenden untergeordneten Dokumente [4-7] noch nicht voll ausgereift.

Auf der Grundlage der ersten Erfahrungen mit der Umsetzung der Methoden zur Probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (PSA-Methodenband [4-7]) und zusätzlicher theoretischer Überlegungen sollen die entsprechenden Kapitel in den nächsten Jahren überarbeitet werden.

18 Auslegung und Bau

ARTICLE 18 DESIGN AND CONSTRUCTION

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that:

- i) the design and construction of a nuclear installation provides for several reliable levels and methods of protection (defense in depth) against the release of radioactive materials, with a view to preventing the occurrence of accidents and to mitigating their radiological consequences should they occur;
- ii) the technologies incorporated in the design and construction of a nuclear installation are proven by experience or qualified by testing or analysis;
- iii) the design of a nuclear installation allows for reliable, stable and easily manageable operation, with specific consideration of human factors and the man-machine interface.

Artikel 18 Auslegung und Bau

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) dass die Auslegung und der Bau einer Kernanlage mehrere zuverlässige Ebenen und Methoden zum Schutz (in die Tiefe gestaffelte Abwehr) gegen die Freisetzung radioaktiven Materials vorsehen, um Unfälle zu verhüten und, falls sie eintreten, ihre radiologischen Folgen zu mildern;
- ii) dass sich die bei der Auslegung und dem Bau einer Kernanlage eingesetzten Techniken durch Erfahrung beziehungsweise durch Erprobung oder Analyse bewährt haben;
- iii) dass die Auslegung einer Kernanlage den zuverlässigen, beständigen und leicht zu handhabenden Betrieb ermöglicht, wobei die menschlichen Faktoren und die Schnittstelle Mensch/Maschine besondere Berücksichtigung finden.

18 (i) Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzepts

Überblick über die gesetzlichen und regulatorischen Anforderungen für Auslegung und Errichtung kerntechnischer Anlagen

Das Atomgesetz (AtG) [1A-3] erhebt die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden zum Maßstab für die Erteilung einer Genehmigung (→ Artikel 7). Für diese Schadensvorsorge stellt ein Konzept der nacheinander wirksam werdenden Sicherheitsvorkehrungen (Defence-in-depth-Konzept) den heute anerkannten Stand von Wissenschaft und Technik dar. Dies wird als gestaffeltes Sicherheitskonzept bezeichnet. Die grundlegenden Merkmale dieses Konzeptes werden durch Vorschriften des Kerntechnischen Regelwerks (→ Artikel 7 (2i)) näher ausgestaltet. Die Sicherheitskriterien [3-1] mit ihren ergänzenden Interpretationen [3-49] umfassen die Auslegung für den Normalbetrieb, für Störungen und für die Beherrschung von Störfällen.

Das gestaffelte Sicherheitskonzept stellt auf der ersten Sicherheitsebene hohe Anforderungen an die Auslegung und die Qualität der technischen Einrichtungen sowie an die Qualifikation des Personals, um einen möglichst störungsfreien und umweltverträglichen Betrieb der Anlage zu gewährleisten. Auf der zweiten Sicherheitsebene beinhaltet das Konzept Maßnahmen für die Beherrschung von Störungen und für die Verhinderung von Störfällen. Die dritte Sicherheitsebene umfasst technische Einrichtungen und Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen. Das deutsche Regelwerk fordert für diese eine hohe Zuverlässigkeit.

Der § 49 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) [1A-8] legt bestimmte Planungsrichtwerte fest, auf die die Freisetzung radioaktiver Stoffe bei Störfällen begrenzt werden muss. Die für die Auslegung der zuletzt genehmigten Kernkraftwerke maßgeblichen Auslegungsstörfälle sind in den Störfälleleitlinien [3-33] aufgeführt.

Im kerntechnischen Regelwerk sind auch Anforderungen für Vorkehrungen gegen Ereignisse formuliert, die jenseits der ursprünglichen Auslegung gegen Störfälle liegen (auslegungsüberschreitende Ereignisse der Sicherheitsebenen 4a bis 4c). Hierzu zählen

- sehr seltene Ereignisse (z. B. ATWS, Notstandsfälle wie unfallbedingter Absturz eines Militärflugzeugs, Explosion einer Gaswolke),
- Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen (z. B. Station Blackout) sowie
- Unfälle mit Kernschäden.

Die Sicherheitsebene 4b und 4c werden inhaltlich in den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren [4-1] ausgeführt und durch weitere Empfehlungen der RSK ergänzt. Für solche Ereignisse wurden schadensvermeidende (präventive) und schadensbegrenzende (mitigative) Maßnahmen vorgesehen. Ein Überblick über wesentliche Nachrüstmaßnahmen wird in Tabelle 18-1 gegeben.

Die Sicherheitskriterien [3-1] bestimmen darüber hinaus, dass vorsorglich organisatorische und technische Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage zur Feststellung und Eindämmung von Unfallfolgen vorzusehen sind.

Derzeitiger Stand der Umsetzung der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen, insbesondere hinsichtlich der Integrität des Brennstoffes, der Druckführenden Umschließung und des Sicherheitseinschlusses

Das Konzept zur Verhinderung und Beherrschung von Störfällen ist in allen deutschen Anlagen umgesetzt. Die wesentlichen Anforderungen der Sicherheitskriterien wurden bereits bei der Auslegung der ersten Baulinien zugrunde gelegt. Anfang der 80er Jahre wurden die RSK-Leitlinien revidiert und es wurden vor allem neue Anforderungen an die Redundanztrennung aufgenommen. Bei den zu diesem Zeitpunkt geplanten Kernkraftwerken konnten diese Anforderungen in der Auslegung berücksichtigt werden. Bei bereits vorhandenen Anlagen wurden z. T. umfangreiche Nachrüstungen durchgeführt, um sie an diesen Sicherheitsstandard heranzuführen (→ Tabelle 18-1).

Umsetzung der grundlegenden Sicherheitsprinzipien

Gemäß dem deutschen Regelwerk sind die Prinzipien „sicherheitsgerichtete Maßnahmen“, „Automatisierung“, „funktionale Trennung“, „Redundanz und Diversität“ in allen deutschen Kernkraftwerken, soweit technisch möglich und sinnvoll, realisiert. Ersteres gilt insbesondere für die Auslösung von Reaktorschutzaktionen. Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung sind in der ersten Phase des Störfalls nicht notwendig, aber möglich. Redundante Sicherheitseinrichtungen sind weitgehend räumlich getrennt angeordnet und entmascht. Letzteres heißt, dass es keine Verbindungen zwischen den Redundanzen gibt, die eine negative gegenseitige Beeinflussung zur Folge haben könnten. Die Redundanztrennung ist nicht nur bei der Verfahrenstechnik, sondern gleichermaßen bei der Leit- und Elektrotechnik realisiert. Durch physikalische oder räumliche Trennung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen ist eine Beeinflussung von Nachbarredundanzen beispielsweise bei systemeigenen Störungen (Strahlkräfte), bei Überflutung, im Brandfall oder bei äußeren Einwirkungen ausgeschlossen. Ist dieses Prinzip bei älteren Anlagen nicht durchgängig realisiert und nicht nachrüstbar, sind dort kompensatorische Maßnahmen vorhanden. Das Prinzip der Diversität ist auf Komponentenebene vor allem dort realisiert, wo das Potential für systematische Fehler groß und von hoher sicherheitstechnischer Bedeutung ist.

Maßnahmen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse und zur Minimierung der radiologischen Folgen

Über das mehrstufige Konzept zur Verhinderung und Beherrschung von Auslegungsstörfällen hinaus wurden frühzeitig, der internationalen Entwicklung folgend, Maßnahmen vorgesehen, um auch bei auslegungsüberschreitenden Szenarien eine Kernschmelze zu verhindern oder die radiologischen Folgen einer Kernschmelze zu mildern. Aus diesem Grunde wurde seit Anfang der 1980er Jahre verstärkt daran gearbeitet, das Verhalten der Anlagen in Situationen, in denen Sicherheitssysteme nicht auslegungsgemäß funktionieren, zu bewerten und Maßnahmen zur Minderung der Folgewirkungen solcher Ereignisabläufe zu entwickeln.

Unter dieser Zielsetzung wurden in den deutschen Kernkraftwerken seit den 1980er Jahren Maßnahmen zur Reduzierung der Eintrittswahrscheinlichkeit für schwere Störfälle (präventive Notfallmaßnahmen) oder Maßnahmen zur Minderung der Auswirkungen von schweren Störfällen mit Kernschäden (mitigative Notfallmaßnahmen) in die Auslegung aufgenommen bzw. bei vorhandenen Anlagen nachgerüstet (→ Tabelle 18-1). Präventive Notfallmaßnahmen betreffen in besonderer Weise Maßnahmen, mit denen im Vorfeld eines großen Kernschadens die Wärmeabfuhr aus dem Kern wieder hergestellt werden kann.

Mit diesen und anderen Maßnahmen im Rahmen des gestaffelten Sicherheitskonzepts konnte den neu erkannten Risiken, die zum Genehmigungszeitpunkt in der Sicherheitsbewertung nicht berücksichtigt waren, wirksam begegnet werden.

Übersicht über die wesentlichen Nachrüstmaßnahmen seit der Inbetriebnahme, die aufgrund deterministischer und probabilistischer Bewertungen erfolgt sind

Seit Inbetriebnahme der Kernkraftwerke wurden dort fortlaufend sicherheitstechnische Verbesserungen vorgenommen. Damit wurden die Anlagen an den Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. In Kapitel 14 sind einige Nachrüstmaßnahmen detailliert beschrieben. Im Folgenden sind Nachrüstmaßnahmen beschrieben, die insbesondere das Defence-in-depth-Konzept stärken. Auf den einzelnen Sicherheitsebenen wurden im Wesentlichen folgende Nachrüstungen vorgenommen.

**Tabelle 18-1 Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken
(nach Baulinien getrennt)**

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

X Verbesserung durch Nachrüstung

• bereits in der Auslegung enthalten

Sicherheitsebene 1:

Die Grundsätze der Basissicherheit (→ Artikel 18 (iii)) wurden bei den neueren Anlagen direkt umgesetzt. Bei den Anlagen der älteren Baulinien erfolgten Nachqualifizierungen entweder zum Nachweis der Einhaltung dieser Grundsätze oder zur Bewertung der festgestellten Abweichungen. Aus den Bewertungen ergab sich teilweise ein Bedarf für erweiterte Sicherheitsnachweise und Maßnahmen.

Sicherheitsebene 2:

Eine besondere Bedeutung kommt auf der Sicherheitsebene 2 den Begrenzungseinrichtungen zu, die dem Schutzsystem vorgelagert sind. Nach Aufgabe und Anforderung werden drei Arten von Begrenzungseinrichtungen unterschieden. Betriebsbegrenzungen sind leittechnische Einrichtungen mit erhöhter Zuverlässigkeit, die ansonsten mit den Regelungen vergleichbar sind. Die Begrenzungen sollen bei Betriebsstörungen automatisch Prozessvariable auf vorgegebene Werte begrenzen, um die Verfügbarkeit der Anlage zu erhöhen (Betriebsbegrenzungen), Prozessvariable auf vorgegebene Werte begrenzen, um Ausgangszustände für zu berücksichtigende Störfälle einzuhalten (Zustandsbegrenzungen) und Sicherheitsvariable auf Werte zurückführen, bei denen die Fortführung des bestimmungsgemäßen Betriebes zulässig ist (Schutzbegrenzungen).

Ziel ist es, insgesamt eine weitgehende Automatisierung zur Entlastung des Menschen von kurzzeitigen Maßnahmen sowie umfassende präventive Maßnahmen gegen Ausweitungen von Betriebsstörungen zu Störfällen und eine hohe Toleranz gegen menschliche Fehlhandlungen zu erreichen. Ebenfalls der technischen Unterstützung von Personalhandlungen dienen die Anforderungen an umfassende, zuverlässige und bedienergerechte Prozessinformationssysteme. Ziel dieser Erweiterungen der Technik ist es, den Menschen in die Lage zu versetzen, seine Sicherheitsaufgabe optimal in dem Gesamtsystem erfüllen zu können.

Sicherheitsebene 3:

Auf der Sicherheitsebene 3 wurden Verbesserungen zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen vorgenommen. Hier sind beispielsweise die optimierten Maßnahmen bei Dampferzeugerheizrohrbruch zu erwähnen. Weiterhin erfolgten umfangreiche Ertüchtigungen für die Erdbebenauslegung.

Sicherheitsebene 4a:

Auf dieser Sicherheitsebene wurden Verbesserungen zur Beherrschung von ATWS-Ereignissen vorgenommen. Bei Anlagen der älteren Baulinien gab es umfangreiche Nachrüstungen zur Beherrschung von Notstandsfällen wie dem Flugzeugabsturz.

Sicherheitsebenen 4b und 4c:

Die präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sollen schwere Kernschäden verhindern; Hauptziel ist die Erhaltung oder Wiederherstellung der Kernkühlung und die Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand.

Die schadensmindernden Maßnahmen sollen bei Kernschäden schwere radiologische Auswirkungen in der Anlage und der Umgebung mildern; Hauptziel ist hier die Erhaltung der noch vorhandenen aktivitätseinschließenden Barrieren und die Absicherung eines langfristig kontrollierten Zustandes zum Schutz der Umgebung.

In deutschen Kernkraftwerken sind geeignete Maßnahmen in Form von Nachrüstungen vorgesehen oder umgesetzt worden:

- Sicherstellung der Kernkühlung und der Integrität des RDB in SWR-Anlagen (z. B. eigenständiges Einspeisesystem, diversitäre Druckbegrenzungseinrichtung, zusätzliche Möglichkeit zum Ein- und Nachspeisen in den RDB), Vorkehrung für die sekundärseitige und primärseitige Druckentlastung und Bespeisung in DWR-Anlagen (Nachrüstung von Sicherheits- und Entlastungsventilen am Druckhalter, die in der Lage sind Wasser, Dampf und Wasser-Dampf-Gemische abzublasen),
- Sicherstellung der Sicherheitsbehälterintegrität und Aktivitätseinschluss für DWR- und SWR-Anlagen (z. B. gesicherter Sicherheitsbehälterabschluss, gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, Begrenzung der Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter durch Verwendung katalytischer Rekombinatoren in DWR oder Inertisierung mit Stickstoff in SWR, Probenahmesystem für den Sicherheitsbehälter),
- Sicherstellung einer Notstromversorgung für DWR- und SWR-Anlagen (z. B. Verbindung mit dem Nachbarblock, Kapazitätserhöhung der Batterien, zusätzlicher Netzanschluss durch Erdkabel).

Sicherheitsebenen übergreifende Verbesserungen

Diese Maßnahmen betreffen beispielsweise den Brandschutz und die Redundanztrennung, Verbesserungen und Erweiterungen der Betriebs- und Notfallhandbücher und der Simulatorenausbildung.

Sicherheitsebenen übergreifend sind auch die Verbesserungen aus dem Bereich Mensch-Technik-Organisation. Ab Ende der 1970er Jahre wurden über die ergonomische Gestaltung der Arbeitsmittel hinaus Konzepte zur Optimierung des soziotechnischen Gesamtsystems Mensch-Technik-Organisation (MTO) für eine zuverlässige und betriebsgerechte Auslegung des Kraftwerks und des Kraftwerkprozesses entwickelt. Bestimmende Grundsätze dieses Konzepts sind:

- Die optimale Gestaltung des Gesamtsystems ist die Zielsetzung, nicht die Anpassung des sozialen an das technische System oder umgekehrt.
- Die Funktionsaufteilungen zwischen Mensch und Technik sind unter Berücksichtigung der Fähigkeiten und der Grenzen des Menschen zu gestalten.
- Der Mensch ist in seiner unverzichtbaren Rolle bei der Wahrnehmung von Sicherheitsaufgaben wirksam zu unterstützen und von diesem Ziel entgegenstehenden Aufgaben zu entlasten.
- Die menschlichen Handlungen müssen soweit als möglich durch ein gegen Fehlhandlungen resistentes Systemverhalten abgesichert sein.

Das Konzept hat insbesondere zu Anforderungen an die Verbesserung der technischen Unterstützung des Personals sowie der organisatorischen Unterstützung des Menschen bei der Wahrnehmung seiner Sicherheitsaufgaben geführt. Dies betrifft insbesondere das schutzzielorientierte Vorgehen bei Störfällen und auslegungsüberschreitenden Ereignissen (→ Artikel 19 (iv)).

Diese Anforderungen wurden bei den neueren Kernkraftwerken direkt und vollständig umgesetzt. Bei den Anlagen der älteren Baulinien wurden die organisatorischen Verbesserungen übernommen. Außerdem erfolgten vielfach Nachrüstungen der Technik im Rahmen des jeweiligen Anlagenkonzeptes.

Seit Ende der 1990er Jahre sind für die weitere Optimierung der integrierten Gestaltung des soziotechnischen Gesamtsystems MTO die Entwicklung der Anforderungen an umfassende Sicherheitsmanagementsysteme (SMS) von Bedeutung. Aufgabe des Sicherheitsmanagementsystems ist es, die kontinuierliche und planvolle Steuerung und Verbesserung der Zuverlässigkeit des komplexen MTO-Systems des Kernkraftwerks zu gewährleisten (→ Artikel 10 und Artikel 12).

Verbesserungen in der Anlagentechnik, die seit dem letzten Bericht aufgrund deterministischer und probabilistischer Bewertungen erfolgt sind

In Deutschland sind die Nachrüstungen in der Anlagentechnik geprägt durch drei Phasen: 1) Heranführung älterer Baulinien an den Stand modernerer Baulinien, 2) Nachrüstungen in der Sicherheitsebene 4 und 3) die Umsetzung des technologischen Fortschritts als Daueraufgabe.

Die ersten zwei Phasen sind weitgehend abgeschlossen worden. Die Nachrüstungen der letzten Jahre hatten ihren Schwerpunkt in Modernisierungsmaßnahmen, der Umsetzung des technologischen Fortschritts zur weiteren Erhöhung der Vorsorge vor Schäden und dem Erfahrungsrückfluss aufgrund von GRS-Weiterleitungsnachrichten und Betriebserfahrungen.

Diese Nachrüstungen erstrecken sich über zahlreiche Einzelmaßnahmen, wovon einige Beispiele nun hervorgehoben werden:

- Es wurden Wechsel des Isoliermaterials wie auch teilweise der Isolierkassettensysteme im Rahmen der „Sumpfsproblematik“ vorgenommen. Alle betroffenen DWR haben ihre Sumpfsiebe auf Siebe kleinerer Maschenweiten ertüchtigt und haben Rückspüleleitungen mit den entsprechenden Prozeduren implementiert.
- Es wurden Ertüchtigungen der Brandschutzvorkehrungen, Brandschutzmeldesysteme und Lüftungseinrichtungen vorgenommen.
- Der anlageninterne Überflutungsschutz wurde in einigen Anlagen weiter optimiert.
- Unter Gesichtspunkten der Ausfallsicherheit wurde die Energieversorgung einzelner Komponenten optimiert, beispielsweise durch Erweiterung der Notstromversorgung. Ferner wurden Korrekturen an den Ansprechwerten von Motorschutzrelais sicherheitstechnisch wichtiger Systeme vorgenommen.
- Die Leittechnik aller Anlagen wurde weiter optimiert und verbessert. Die ergriffenen Maßnahmen umfassen z. B. Verriegelungsänderungen, Optimierungen in den Grenzwerten und Umrüstungen der Prozessrechner sowie Entmaschung in Steuerungen zur Zuverlässigkeitserhöhung der Notstromversorgung.

Anlagenspezifisch werden in den Anlagen darüber hinaus Verbesserungen umgesetzt, die sich als Ergebnis der periodischen Sicherheitsüberprüfungen als zielführend im Hinblick auf eine weitere Erhöhung des Sicherheitsniveaus der Anlagen ergeben haben.

Behördliche Überprüfungen und Überwachung

Auslegung und Errichtung eines Kernkraftwerkes richten sich nach dem kerntechnischen Regelwerk. Diese und der Genehmigungsvorgang sind in Artikel 7 beschrieben (→ Artikel 7 (2i), (2ii) und (2iii)).

Im Genehmigungsverfahren wird beispielsweise nachgewiesen, dass die für alle Auslegungsfälle (Ereignisse der Sicherheitsebene 3) unter konservativen Randbedingungen ermittelten Freisetzungsraten radioaktiver Stoffe unter den Planungsrichtwerten des § 49 StrlSchV liegen. In diesem Rahmen werden die international anerkannten Auslegungsgrundsätze, wie zum Beispiel Redundanz, Einzelfehlerkriterium, räumliche Trennung, berücksichtigt.

Nach dem gleichen Verfahren wie bei der Errichtung einer Anlage (→ Artikel 7(2ii)) wird bei Nachrüstungen oder sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenänderungen vorgegangen. Hier gibt es jedoch ein abgestuftes Vorgehen, das sich an der sicherheitstechnischen Bedeutung der geplanten Maßnahme orientiert. In diesem Zusammenhang ist es sinnvoll die grundsätzliche Vorgehensweise bei der Durchführung von Änderungsmaßnahmen oder Nachrüstungen zu beschreiben. Die behördlich festgelegten Vorgehensweisen bei Änderungen oder Nachrüstungen variieren im Detail zwischen den Aufsichtsbehörden der Bundesländer, ist aber im Grundsatz für alle Anlagen gleich. Man unterscheidet Änderungen, die einem formalisierten Änderungsverfahren unterliegen und Änderungen, die diesem Verfahren nicht unterliegen. Zu den ersten gehören sicherheitsrelevante Änderungen an Systemen, Komponenten, Bauwerken und Betriebsvorschriften. Nicht dem Änderungsverfahren unterliegt zum Beispiel die Ersatzteilbeschaffung, redaktionelle Änderungen in Unterlagen oder Änderungen an nicht qualifizierten Komponenten. Um den verwaltungstechnischen Aufwand in Grenzen zu halten, sind die Änderungen in mehrere Kategorien aufgeteilt, wobei sich die Zuordnung einer Änderung zu einer bestimmten Kategorie an der sicherheitstechnischen Bedeutung der Änderung orientiert. Änderungen der höchsten Kategorie bedürfen der Genehmigung durch die atomrechtlich zuständige Behörde, Änderungen der niedrigsten Kategorie können in Eigenverantwortung durchgeführt werden. Zur ersten gehören beispielsweise Änderungen, die eine Zunahme des Aktivitätsinventars in der Anlage zur Folge haben, zur niedrigsten Kategorie gehören beispielsweise Änderungen, die das Sicherheitsniveau der Anlage nicht berühren. Dem Änderungsverfahren unterliegen technische Änderungen und Änderungen bei betrieblichen Festlegungen, beispielsweise organisatorische Änderungen. Abhängig von der Änderungsmaßnahme, werden am Genehmigungsverfahren auch andere Behörden wie Baubehörden, Gewerbeaufsicht oder Umweltschutzbehörden beteiligt.

Ein Beispiel für eine Änderung der höchsten Kategorie ist die Erhöhung der Reaktorleistung. Eine solche Änderung betrifft viele Bereiche einer Anlage. So erhöht sich das Aktivitätsinventar im Reaktorkern, die Neutronenfluenz am Reaktordruckgefäß nimmt zu, es ist eine höhere Nachwärme abzuführen und eine Vielzahl von Transienten und Störfällen läuft bei erhöhter Reaktorleistung schneller ab. Grundsätzlich werden bei einer Leistungserhöhung Sicherheitsmargen teilweise aufgezehrt. Der Gutachter hat deshalb zu prüfen, ob das kerntechnische Regelwerk weiterhin eingehalten wird. Alle neuen Bewertungen müssen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik durchgeführt werden. Teilweise sind deshalb neue aufwendige Rechnungen mit neuen Nachweismethoden durchzuführen. Probabilistische Bewertung wurden in diesem Zusammenhang bisher nicht durchgeführt. Neben den Auswirkungen auf Systeme sind spezifische Auswirkungen auf Komponenten zu bewerten. Außer technischen Änderungen hat eine Leistungserhöhung auch Änderungen an den Betriebsunterlagen zur Folge. Diese Änderungen unterliegen ebenfalls - soweit es sich um Sicherheitsspezifikationen handelt - der Begutachtung. Bei Erhöhungen der thermischen Reaktorleistung hat sich der Bundesumweltminister eine Zustimmung vorbehalten.

Die Zweckmäßigkeit und Wirksamkeit aller ursprünglich vorhandener und nachgerüsteten Einrichtungen und Maßnahmen wird laufend anhand der anfallenden Betriebserfahrung (→ Artikel 14 (ii) und Artikel 19 (vii)) und der ganzheitlichen Ereignisanalyse einschließlich MTO (→ Artikel 12)) auch im Hinblick auf weitere Optimierungsmöglichkeiten überprüft. Eine weitere behördliche Kontrolle erfolgt im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (→ Artikel 14 (i)).

18 (ii) Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen für den Einsatz von betriebsbewährten oder ausreichend geprüften Technologien

Die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (DWR) [4-1] fordern die Verwendung qualifizierter Werkstoffe und betriebsbewährter oder ausreichend geprüfter Einrichtungen.

Ein Qualitätssicherungssystem gemäß Regel [KTA 1401] stellt sicher, dass die Anforderungen erfüllt und bis zur Stilllegung aufrecht erhalten werden. Das KTA-Regelwerk stellt weitere weitreichende Anforderungen an Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken und die Zuverlässigkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Strukturen, Systeme und Komponenten. Die Anforderungen sind entsprechend den Prinzipien des gestaffelten Sicherheitskonzepts nach sicherheitstechnischer Bedeutung der Einrichtung gestuft. Präzisierungen zur technischen Ausführung sind in Regeln und Richtlinien enthalten. Die zugehörigen Regeln des KTA sind in Anhang 5 aufgelistet. Es sind dies im Wesentlichen die Regeln der Reihen 1400, 3200, 3400, 3500, 3700 und 3900. In diesen Regeln wird auch auf die Betriebsbewährung Bezug genommen. Spezielle Anforderungen ggf. auch experimentelle Nachweise für einzelne Systeme und Komponenten werden auch aus Sicherheitsanalysen abgeleitet.

Maßnahmen zur Einführung bewährter Technologien

Werkstoffe und Konstruktion

Für die eingesetzten Werkstoffe gibt es allgemeine Anforderungen nach dem konventionellen und kerntechnischen Regelwerk 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 gegenüber den konventionellen Anforderungen ausgeweitet.

Bezüglich der konstruktiven Ausführung von Rohrleitungen, Behältern und Tragkonstruktionen bestehen Anforderungen an eine spannungsgünstige und prüfgerechte Gestaltung. Sofern spezifisch kerntechnische Einflüsse z. B. durch Strahlung zu erwarten sind, wird dies in den werkstofftechnischen Vorgaben und im Eignungsnachweis besonders berücksichtigt.

Der Einfluss von bekannt gewordenen qualitätsmindernden Faktoren auf die Sicherheitsreserven bei der Herstellung der Komponenten wurde mit konservativen Annahmen untersucht und der Nachweis erbracht, dass die in den Regeln enthaltenen Vorgaben ausreichende Reserven sicherstellen.

Die Anforderungen zum Nachweis der Eignung der eingesetzten Herstellungsverfahren sind in Regeln im Einzelnen festgelegt. Diese Regeln unterscheiden nach Werkstoffen, Vorprodukten und Einsatz- oder Anwendungsbereich, z. B. druckführende Umschließung, sekun-

däre Systeme, Sicherheitsbehälter, Hebezeuge. Die Eignungsprüfung der Herstellungsverfahren wird unter praxisnahen Bedingungen und für jeden Hersteller separat durchgeführt und in festgelegten Zeitintervallen erneuert. Bei wichtigen Verfahrensschritten zum Nachweis der Eignung von Werkstoffen, Herstellungsverfahren und Komponenten ist ein unabhängiger Sachverständiger beteiligt. Die Ergebnisse der Prüfungen werden dokumentiert und die Bewertungen des Sachverständigen der Genehmigungsbehörde vorgelegt.

Aktive Komponenten

Bei den meisten aktiven Komponenten und ihren Betriebsmitteln greifen die Anlagenhersteller und Betreiber auf Serienerzeugnisse zurück, für die umfangreiche industrielle Erfahrungen vorliegen. Dies gilt insbesondere für die Einrichtungen der Elektro- und Leittechnik, wie z. B. Elektromotoren, Stellgetriebe, Schaltanlagen, Messwertaufnehmer, Messwertverarbeitung und Kabel. Aber auch bei maschinentechnischen Komponenten kommen Serienerzeugnisse zum Einsatz, wie z. B. Armaturen und Pumpen, soweit sie nicht zur druckführenden Umschließung gehören sondern z. B. in Kühlwasser- und Hilfssystemen und im Turbinenbereich eingesetzt sind. Solche Einrichtungen kommen sowohl in konventionellen Energieerzeugungsanlagen als auch in der chemischen Prozessindustrie zum Einsatz. Dies gilt auch für die verwendeten Hilfsstoffe, wie z. B. Öle, Schmierstoffe, Treibstoffe, Gase und Chemikalien z. B. zur Wasseraufbereitung.

Die Art und der Umfang der Eignungsnachweise sind entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung sowohl im kerntechnischen als auch im konventionellen Regelwerk festgelegt. Sofern spezifisch kerntechnische Einflüsse, z. B. durch die Umgebungsbedingungen, zu erwarten sind, wird die Eignung durch ergänzende, häufig experimentelle, Nachweise belegt. Dies gilt zum Beispiel für die Störfallfestigkeit. Sofern für bestimmte Komponenten keine industrielle Erfahrung vorliegt, werden die Eignung der vorgesehenen Technik in umfangreichen Testserien aufgezeigt und die erreichten Ergebnisse der Genehmigungsbehörde zur Prüfung vorgelegt.

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

Analysen, Tests und experimentelle Methoden für die Qualifizierung neuer Technologien wie digitale Leittechnik

Die Qualifizierung erfolgt gemäß dem kerntechnischen Regelwerk. Hier sind insbesondere die Regeln [KTA 3503 bis KTA 3507, KTA 3706] zu nennen.

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 und
- Grenzbelastungsanalysen.

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

Aus dem Erfahrungsrückfluss haben sich in Einzelfällen Hinweise ergeben, dass die Eignung technischer Einrichtungen für den langfristigen Betrieb als unzureichend zu bewerten war oder hierfür 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 prüfbarer Schweißnahtoberflächen für den Einsatz von Ultraschallverfahren durch Bearbeitung der Oberflächen oder Neufertigung von Schweißnähten an Rohrleitungen und anderen Komponenten von Druck- und Siedewasserreaktoren. Weiterhin wurde die Instrumentierung zur genauen Erfassung lokaler Belastungen, z. B. thermischer Schichtungen und Wechselbeanspruchungen, bei allen Anlagen erweitert. Die Ergebnisse dieser Messungen werden sowohl für die Optimierung der Betriebsweise als auch in der Alterungsbeurteilung zur verbesserten Bestimmung des erreichten Ausnutzungsgrades von Komponenten verwertet.

Elektro- und leittechnische Einrichtungen werden insbesondere nach Regel [KTA 3706] qualifiziert. Teilweise werden auch internationale Regelwerke herangezogen. Die Anforderungen an die digitale Leittechnik für den Einsatz in der Störfallbeherrschung sind derzeit in der Diskussion. Dies betrifft insbesondere die Frage der Redundanz und Diversität.

Gemäß den Kriterien der RSK-Leitlinien [4-1] für DWR „Elektrische Einrichtungen des Sicherheitssystems und der anderen Systeme mit sicherheitstechnischer Bedeutung“ und „Störfallinstrumentierung“ in der Fassung 01.97 ist ebenfalls die Anwendbarkeit der Analysewerkzeuge für sicherheitstechnische Nachweise zu bestätigen. Dies kann experimentell, anhand exakter analytischer Lösungen oder anderen validierten Analyseverfahren erfolgen.

Behördliche Überprüfungen und Überwachung

Alle Prüfprogramme werden der Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde zur Zustimmung vorgelegt und vom zugezogenen Sachverständigen geprüft. Der Sachverständige nimmt darüber hinaus an 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.

18 (iii) Auslegung für einen zuverlässigen, stabilen und einfach zu handhabenden Betrieb der Anlage

Überblick über die regulatorischen Grundlagen für einen zuverlässigen, stabilen und einfach zu handhabenden Betrieb unter besonderer Berücksichtigung menschlicher Faktoren und der Mensch-Maschine-Schnittstelle

Die grundlegenden Anforderungen zur Auslegung von Kernkraftwerken, Anforderungen an einfache Systemgestaltung, räumliche Trennung redundanter Teilsysteme sowie Zugänglichkeit für Prüfung, Wartung und Reparatur sind in den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke festgelegt [3-1].

Eine hohe Zuverlässigkeit von Systemen und Komponenten ist durch die Beachtung von Auslegungsgrundsätzen schon bei der Auslegung, Konstruktion und Fertigung zu erreichen. Hierzu zählen hochwertige Werkstoffe sowie umfassende Qualitätssicherung. In Verbindung mit einem optimalen Instandhaltungskonzept ist eine hohe Zuverlässigkeit bzw. Verfügbarkeit von Systemen und Komponenten für die gesamte Lebensdauer der Anlage zu erreichen. Insofern wird durch eine entsprechende Auslegung und Qualität der Einrichtungen der Sicherheitsebene 1 ein zuverlässiger störungsfreier Betrieb gewährleistet.

In den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke [3-1] befinden sich die Anforderungen an die Gestaltung von Arbeitsplätzen und Arbeitsabläufen unter Berücksichtigung ergonomischer Gesichtspunkte. Diese sind so zu gestalten, dass sie die Voraussetzungen für ein sicherheitstechnisch optimales Verhalten der Beschäftigten, sowohl im ungestörten Betrieb als auch bei Störungen und Störfällen, bieten. Detailanforderungen sind u. a. in Regeln des kerntechnischen Ausschusses festgelegt, sowohl die technischen Maßnahmen als auch die Vorkehrungen bei der Organisation und Durchführung von Arbeitsabläufen (Regeln der KTA-Reihen 1200 und 3200).

Ergonomische Gestaltung von Leitständen

Zur ergonomisch-technischen Gestaltung der Warte, Notsteuerstelle und örtlicher Leitstände wurden in der Regel [KTA 3904] konkrete Festlegungen getroffen. In den Ausführungen zur ergonomischen Gestaltung finden sich u. a. Vorgaben zur funktionellen Gliederung, räumlichen Anordnung, personellen Besetzung und zur Gestaltung der Arbeitsmittel sowie der Umgebungseinflüsse mit genauen Angaben zu Beleuchtung, Klima und Akustik. Auch konkrete Anforderungen an analoge und digitale Anzeigen zur Position, Größe, Anordnung, etc. von Einheiten, Skalenstrichen, Bezifferung, etc. sind präzise beschrieben. Teilweise wird auf weiterführende DIN-Normen verwiesen. Auch wird dort die Vorgehensweise zur Durchführung von Änderungen in der Ergonomie festgelegt. Die Änderung des Kenntnisstands wird ggf. berücksichtigt. Die Vorgehensweise enthält die folgenden Schritte:

- Beschreibung der Aufgaben der neuen Komponenten,
- Beschreibung der Aufgaben des Bedienpersonals,
- Überprüfung der Durchführbarkeit der Aufgaben im Rahmen der Errichtungs- und Erprobungsphase und
- Analyse und Bewertung unterschiedlicher Konzepte hinsichtlich ihrer ergonomischen Eignung.

In diesem Zusammenhang werden auch Anforderungen an die eingesetzten Analyse- und Bewertungsmethoden gestellt. Als ein Hilfsmittel zur Unterstützung von ergonomischen Untersuchungen im Sinne der aufgezählten Punkte wurde das Datenbanksystem EKIDES (Ergonomics Knowledge and Intelligent Design System) entwickelt und von den Betreibern eingeführt.

Personalqualifikation

Für die Sicherheit der Kernkraftwerke sind neben den technischen auch die menschlichen und organisatorischen Vorkehrungen sowie deren Wechselwirkungen untereinander von großer Bedeutung. Im Atomgesetz und dem weiteren genannten gesetzlichen und untergesetzlichen Regelwerk werden deshalb als Voraussetzung für die Genehmigung gleichberechtigt neben der erforderlichen Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlagen, Anforderungen an die Zuverlässigkeit, an die erforderliche Fachkunde und an die notwendigen Kenntnisse der dort definierten Personenkreise erhoben. Diese Anforderungen sind umfassend zu verstehen und erstrecken sich auch auf die wirtschaftliche Zuverlässigkeit und auf die Eignung der Organisation (→ Artikel 9).

Integritätskonzept

Ende der 1970er Jahre wurde das Konzept der Basissicherheit entwickelt. Dieses enthält detaillierte Vorgaben, um ein katastrophales Versagen druckführender Komponenten aufgrund herstellungsbedingter Mängel auszuschließen. Dieses Konzept basiert auf den Sicherheitskriterien [3-1] zur Schadensvorsorge sowie den RSK-Leitlinien [4-1] einschließlich der Rahmenspezifikation Basissicherheit und hat sich in den letzten 25 Jahren weiter entwickelt. 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 und
- Berücksichtigung des Betriebsmediums.

Detailliertere Vorgaben zur Umsetzung des Konzepts wurden in die entsprechenden KTA-Regeln aufgenommen.

Zur fortwährenden Gewährleistung der Komponentenintegrität beim Betrieb von Leichtwasserreaktoren wurde in Deutschland das Konzept der Basissicherheit zum Integritätskonzept weiter entwickelt. Jüngste Entwicklungen auf diesem Gebiet beziehen insbesondere Alterungsvorgänge und deren Beherrschung in das Gesamtkonzept ein. Diese setzt alle Aspekte des Integritätsnachweises in fest gefügte Beziehungen zueinander (→ Anhang 4). Die wesentlichen Prozesselemente des geschlossenen deutschen Integritätsnachweises sind in einem strukturierten Ablaufschema in die Regel [KTA 3201.4] eingeflossen.

Von besonderer Relevanz ist der Nachweis der Integrität für Rohrleitungssysteme mit Bruchausschluss. Die Betriebserfahrungen mit diesen Rohrleitungen in deutschen Anlagen sind durchweg positiv. Für diese Systeme wurden durch wiederkehrende Prüfung keine Anzeigenveränderungen oder gar betriebsbedingte, rissartige Befunde festgestellt. Bisher hat sich das Integritätskonzept in der Praxis bewährt und stellt einen wesentlichen Beitrag zur Anlagensicherheit im Sinne der Schadensvorsorge dar.

Von den Betreibern eingeführte Maßnahmen und technische Verbesserungen

Ein Beispiel für Maßnahmen und technische Verbesserungen Anlagen älterer Baulinien sind die Begrenzungseinrichtungen.

Deutsche Anlagen wurden in ihrer ursprünglichen Auslegung mit einem umfassenden automatischen Begrenzungssystem ausgestattet, welches unter anderem das Ziel hat, kleine Abweichungen vom Betriebszustand frühzeitig zu erkennen und gegebenenfalls automatisch zu korrigieren. Dieses Begrenzungssystem wird unter anderem ebenso benutzt, um optimierte Fahrweisen zu erlauben, welche eine Beanspruchung der Komponenten unter Gesichtspunkten der Restlebenszeit wie auch dem Alterungsmanagement optimiert. Unter diesem Aspekt gab es in den letzten Jahren keine grundlegenden Veränderungen.

Aufgrund der Erkenntnisse aus der Betriebsführung werden die Begrenzungssysteme und ihre Fahrweise kontinuierlich optimiert. In Anlagen älterer Baulinien wurden teilweise neue Begrenzungssystemfunktionen eingebaut. In einigen Anlagen erfolgt ein Umrüsten der ursprünglich analogen Leittechnik des Begrenzungssystems, auf das digitale Leittechnikssystem Teleperm XS.

Weiterhin wurden in allen Anlagen ein optimiertes Konzept zum Alterungsmanagement und teilweise vorzeitigem Austausch der Maschinentransformatoren implementiert.

Überwachung und Kontrolle durch die Aufsichtsbehörden

Sicherheitstechnisch wichtige Änderungen der Anlage oder des Betriebs müssen vor der Durchführung vom Betreiber der atomrechtlichen Behörde zur Genehmigung oder zur Zustimmung im Aufsichtsverfahren vorgelegt werden (vgl. Abs. 18 (i)). Die behördliche Prüfung erfolgt in der Regel unter Zuziehung von Sachverständigen. Dabei wird geprüft, ob die Anforderungen des Regelwerks eingehalten sind. Die Prüfung beinhaltet auch die Berücksichtigung von Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung sowie die Berücksichtigung menschlicher Faktoren und der Mensch-Maschine-Schnittstelle.

Artikel 18: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

Siehe hierzu die Einzelheiten unter Artikel 18 (i).

Artikel 18: Zukünftige Aktivitäten

Die allgemeinen Pflichten der Betreiber und der zuständigen Behörden nach den regulatorischen Vorgaben, im Sinne einer sich fortentwickelnder Sicherheitskultur und im Sinne der Anforderungen der Konvention sind Maßstab des Handelns. Insbesondere werden die Anlagen ständig an neue Anforderungen des Regelwerkes, namentlich des KTA-Regelwerkes, und gemäß den Empfehlungen der RSK an den Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Ein weiterer wichtiger Punkt ist die ständig im In- und Ausland anfallende Betriebserfahrung, die - wenn möglich und sinnvoll - umgesetzt wird und zu Anlagenverbesserungen führt.

19 Betrieb

ARTICLE 19 OPERATION

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that:

- i) the initial authorization to operate a nuclear installation is based upon an appropriate safety analysis and a commissioning programme demonstrating that the installation, as constructed, is consistent with design and safety requirements;
- ii) operational limits and conditions derived from the safety analysis, tests and operational experience are defined and revised as necessary for identifying safe boundaries for operation;
- iii) operation, maintenance, inspection and testing of a nuclear installation are conducted in accordance with approved procedures;
- iv) procedures are established for responding to anticipated operational occurrences and to accidents;
- v) necessary engineering and technical support in all safety-related fields is available throughout the lifetime of a nuclear installation;
- vi) incidents significant to safety are reported in a timely manner by the holder of the relevant licence to the regulatory body;
- vii) programmes to collect and analyse operating experience are established, the results obtained and the conclusions drawn are acted upon and that existing mechanisms are used to share important experience with international bodies and with other operating organizations and regulatory bodies;
- viii) the generation of radioactive waste resulting from the operation of a nuclear installation is kept to the minimum practicable for the process concerned, both in activity and in volume, and any necessary treatment and storage of spent fuel and waste directly related to the operation and on the same site as that of the nuclear installation take into consideration conditioning and disposal.

Artikel 19 Betrieb

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) dass die Erlaubnis für den Betriebsbeginn einer Kernanlage auf einer geeigneten Sicherheitsanalyse und einem Programm zur Inbetriebnahme beruht, aus denen hervorgeht, dass die Anlage, wie sie gebaut wurde, den Auslegungs- und Sicherheitsanforderungen entspricht;
- ii) dass die aus der Sicherheitsanalyse, den Erprobungen und der Betriebserfahrung hervorgehenden betrieblichen Grenzwerte und Bedingungen festgelegt und bei Bedarf überarbeitet werden, um die Grenzen eines sicheren Betriebs festzustellen;
- iii) dass Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung einer Kernanlage in Übereinstimmung mit genehmigten Verfahren erfolgen;
- iv) dass Verfahren festgelegt sind, um auf mögliche Betriebsstörungen und Unfälle zu reagieren;
- v) dass die notwendige ingenieurtechnische und technische Unterstützung in allen sicherheitsbezogenen Bereichen während der gesamten Lebensdauer der Kernanlage zur Verfügung steht;
- vi) dass für die Sicherheit bedeutsame Ereignisse vom Inhaber der entsprechenden Genehmigung der staatlichen Stelle rechtzeitig gemeldet werden;
- vii) dass Programme zur Sammlung und Analyse von Betriebserfahrungen aufgestellt werden, die erzielten Ergebnisse und Schlußfolgerungen als Grundlage des Handelns dienen und dass vorhandene Mechanismen dazu genutzt werden, um wichtige Erfahrungen mit internationalen Gremien, anderen Betreiberorganisationen und staatlichen Stellen auszutauschen;
- viii) dass die Erzeugung radioaktiven Abfalls durch den Betrieb einer Kernanlage sowohl hinsichtlich der Aktivität als auch des Volumens auf das für das jeweilige Verfahren mögliche Mindestmaß beschränkt wird und dass bei jeder notwendigen Behandlung und Lagerung von abgebranntem Brennstoff und Abfall, die mit dem Betrieb in unmittelbarem Zusammenhang stehen und auf demselben Gelände der Kernanlage stattfinden, Konditionierung und Beseitigung Berücksichtigung finden.

19 (i) Erstgenehmigung

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

Nach § 7 des Atomgesetzes [1A-3] 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 einer Genehmigung (→ Artikel 7).

Die folgende Beschreibung schildert die Vorgehensweise bei Errichtung und Inbetrieb-

setzung der bestehenden Kernkraftwerke. Die Vorgehensweise gilt nach dem Atomgesetz weiterhin auch für die genehmigungspflichtigen Änderungen der bestehenden Anlagen und ihres Betriebes (→ Artikel 7 und 18). Genehmigungen für neue Kernkraftwerke werden in Deutschland nach § 7 Abs. 1 AtG nicht mehr erteilt.

Die Genehmigungen nach § 7 des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] wurden für die Errichtung und den Betrieb von Kernkraftwerken schrittweise mit Teilgenehmigungen für Errichtung und Betrieb erteilt.

Vor jeder Teilgenehmigung waren die jeweiligen Genehmigungsvoraussetzungen zu prüfen. Die zur Prüfung erforderlichen Informationen spezifizieren die Aussagen des Sicherheitsberichts (→ Artikel 14(i)) und sind in den Richtlinien [3-7.1] und [3-7.2] zusammengestellt. Die Regelungen zur Verantwortung des Genehmigungsinhabers bei der Errichtung und Inbetriebnahme sind ausführlich in Artikel 9 dargestellt (→ Artikel 9).

Die folgenden Abschnitte schildern, welche Anforderungen bei der Entscheidung über die Erteilung der Erlaubnis für den Betriebsbeginn eines Kernkraftwerkes berücksichtigt wurden.

Sicherheitsanalyse

Die Erlaubnis für den Betriebsbeginn der bestehenden Kernkraftwerke basierte auf den Ergebnissen einer Sicherheitsbewertung und deren detaillierter Prüfung durch die zuständigen Behörden (→ Artikel 14 (i)), einer begleitenden Kontrolle bei der Errichtung sowie den Ergebnissen eines umfassenden und von der Behörde genehmigten Inbetriebsetzungsprogramms. Insbesondere wurde nachgewiesen, dass die zum Zeitpunkt der Erlaubnis für den Betriebsbeginn bestehenden Sicherheitsanforderungen des kerntechnischen Regelwerks erfüllt sind. Insgesamt wurde geprüft, ob die Anlage, wie sie gebaut worden war, den Auslegungs- und Sicherheitsanforderungen entsprach. Die zuständigen Behörden konnten für diese Prüfungen Sachverständige hinzuziehen (→ Artikel 19 (v)).

Inbetriebsetzungsprogramm

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

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

Bei den vorbetrieblichen Prüfungen (Systeminbetriebsetzung) wurden alle Funktions- und Leistungsnachweise erbracht, die notwendig waren, um Einzelkomponenten oder Systeme funktionsfähig bereitzustellen. Beim Warmprobetrieb 1 wurde 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 war. Nach dem ersten Kernbeladen wurden im Warmprobetrieb 2 Inbetriebsetzungstätigkeiten durchgeführt, die bei unbeladenem Reaktor nicht möglich oder sinnvoll waren. Ziel war der Nachweis der Funktionsfähigkeit und Sicherheit der Gesamtanlage vor Aufnahme des nuklearen Betriebes. In der letzten Phase der Inbetriebsetzung erfolgten nach dem ersten Erreichen der Kritikalität umfangreiche Nulllast- und Leistungsprüfungen bei jeweils derjenigen Leistungsstufe, die technisch und physikalisch zum Nachweis der einwandfreien Funktion der Anlage am zweckmäßigsten war.

Im Auftrag der Aufsichtsbehörde wurde die gesamte Inbetriebsetzung von Sachverständigen überprüft. Zum Teil nahmen die Sachverständigen an ausgewählten Prüfungen teil. In der letzten Phase der Inbetriebsetzung (Nulllast- und Leistungsprüfungen) erfolgte die Freigabe der einzelnen Leistungsstufen durch die Aufsichtsbehörde.

Begleitende Kontrolle bei der Errichtung

Parallel zur Errichtung und zum Inbetriebsetzungsprogramm erfolgten begleitende Kontrollen, die sich auf die Herstellung und Einbau sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen erstrecken. Durch die herstellungsbegleitenden Kontrollen wurde vom Betreiber sowie von der Behörde geprüft, ob die konkrete Ausführung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten den im Rahmen der Begutachtung festgelegten Anforderungen genüge. Die begleitende Kontrolle war je nach Komponente unterteilt in Vorprüfung, Werkstoff-, Bau- und Druckprüfung, Abnahme- und Funktionsprüfung. Die Prüfergebnisse wurden in Berichten, Bescheinigungen und Zeugnissen dokumentiert:

- Die Vorprüfung diente 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 wurde die Prüfung und Beurteilung der tatsächlichen Ausführung für drucktragende Komponenten und Einrichtungen in Bezug auf Übereinstimmung mit den Vorprüfungsunterlagen vorgenommen.
- Insgesamt erfolgte die Prüfung im eingebauten Zustand der Komponente.
- Die Abnahme- und Funktionsprüfung diente der Prüfung und Beurteilung der sachgerechten Montage von Komponenten und Systemen sowie ihres funktionalen Verhaltens. Sie wurde für spezielle Komponenten auf Prüfständen und im Rahmen des Inbetriebsetzungsprogramms durchgeführt.

Behördliche Aufsicht

Der Umfang der behördlichen Aufsicht bei der Errichtung und Inbetriebnahme von Kernreaktoren erfolgte auf der Basis der oben genannten gesetzlichen Anforderungen. Weitere Angaben finden sich in Artikel 7.

19 (ii) Grenzwerte und Bedingungen

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

Mit den Antragsunterlagen sind gemäß Atomrechtlicher Verfahrensverordnung [1A-10] und der Richtlinie über die Anforderungen an Sicherheitsspezifikationen für Kernkraftwerke [3-4] alle für die Sicherheit der Anlage und ihres Betriebes bedeutsamen Angaben vorzulegen.

Die Themenschwerpunkte sind in [3-4] genannt und in der Regel [KTA 1201] fortgeschrieben.

Die Sicherheitsspezifikationen stellen eine verbindliche und aktuelle Dokumentation des genehmigten Rahmens für Zustand und Betriebsweise der Anlage dar (Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs). Änderungen der Sicherheitsspezifikationen bedürfen der Zustimmung durch die zuständige Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde.

Die Sicherheitsspezifikationen sind Bestandteil des Betriebs- und des Prüfhandbuchs.

Festlegung von Grenzwerten und Bedingungen

Das wichtigste Arbeitsdokument für das Anlagenpersonal ist das Betriebshandbuch (→ Artikel 19 (iii)). Es enthält alle betrieblichen und sicherheitstechnischen Anweisungen, die für den bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage und zur Beherrschung von Störfällen erforderlich sind, sowie Betriebsordnungen, die für das gesamte im Kraftwerk tätige Personal gelten. Aufbau und Inhalt des Betriebshandbuches werden im kerntechnischen Regelwerk in KTA-Regel [KTA 1201] beschrieben.

Die Sicherheitsspezifikationen sind als eigenes Kapitel oder als einzelne, besonders gekennzeichnete Unterkapitel im Betriebshandbuch enthalten. Eine Ausnahme bilden die Teile der Sicherheitsspezifikationen, die nicht im Betriebs-, sondern im Prüfhandbuch untergebracht sind.

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

Bei Abweichungen von Grenzwerten oder Bedingungen des sicheren Bereichs sind die zu ergreifenden Maßnahmen im Betriebshandbuch (→ Artikel 19 (iii)) festgelegt. Unabhängig davon, wie rasch eine Wiederherstellung des Normalbetriebszustands erfolgt, wird das Ereignis dokumentiert und, wenn die entsprechenden Kriterien erfüllt sind, dem internen Erfahrungsrückfluss als Störmeldung zugeführt (→ Artikel 19 (vii)).

Bedarfsweise Überprüfung und Überarbeitung von betrieblichen Grenzwerten und Bedingungen

Werden Änderungen der Sicherheitsspezifikationen vorgenommen, wird das betroffene Schichtpersonal durch Besprechungen oder Mitteilungen unmittelbar über den neuen Sachverhalt informiert. Zusätzlich werden die regelmäßig zum Erhalt der Fachkunde erforderlichen Simulatorschulungen (→ Artikel 11 (2)) genutzt, um ggf. neue Abläufe gezielt einzuüben. Zeigt sich während des Betriebs, z. B. infolge besonderer Vorkommnisse oder aufgrund neuerer Erkenntnisse, dass Änderungen an den Sicherheitsspezifikationen erforderlich sind, so werden diese überprüft und angepasst.

Bei einer Änderung der Anlage oder ihres Betriebs müssen deren Auswirkungen auf die in den Sicherheitsspezifikationen beschriebenen Grenzwerte und Bedingungen ebenfalls überprüft und soweit erforderlich geändert werden.

Behördliche Aufsicht

Aufgrund der behördlichen Zustimmungspflicht bei Änderungen an den Sicherheitsspezifikationen sind die zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden immer in die Änderungsverfahren eingebunden. Liegen den atomrechtlich zuständigen Behörden Hinweise darauf vor, dass Änderungen an Sicherheitsspezifikationen erforderlich sein könnten, so können sie ihrerseits Prüfungen, auch unter Hinzuziehung von Sachverständigen, veranlassen und Änderungen, wenn notwendig, durchsetzen.

Die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder überwachen die Einhaltung der Sicherheitsspezifikation durch die Betreiber durch Kontrolle der Kraftwerksaufzeichnungen und Überprüfung der Betreiberberichterstattung entsprechend der in den Genehmigungen getroffenen Regelungen.

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

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

Der Genehmigung eines Kernkraftwerks liegen neben technischen auch personelle und organisatorische Voraussetzungen (→ Artikel 9) zugrunde. Die genehmigten Verfahrensweisen für den Betrieb einschließlich Instandhaltung und Prüfungen, aber auch für die in Artikel 19 (iv) beschriebene Beherrschung von Störungen und Störfällen, bestimmen die Aufbau- und Ablauforganisation des Kernkraftwerks. Aufbau- und Ablauforganisation sind im Betriebshandbuch der jeweiligen Anlage detailliert festgelegt.

Für die Aufbauorganisation sind u. a. die folgenden Grundsätze von Bedeutung:

- Der Leiter der Anlage ist für den sicheren Betrieb verantwortlich. Bei dessen Abwesenheit geht die Verantwortung auf seinen Stellvertreter bzw. den diensthabenden Schichtleiter oder den Hauptbereitschaftshabenden über.
- Weisungen an den Schichtleiter mit Bedeutung für die Sicherheit der Anlage dürfen nur durch den Leiter der Anlage, den Fachbereichsleiter und den Teilbereichsleiter Betrieb erfolgen. Unmittelbare Eingriffe in den Betriebsablauf nehmen diese aber nur in begründeten Ausnahmefällen vor.
- Die Aufgaben, Befugnisse und Verantwortlichkeiten des Führungspersonals sind klar, überschneidungsfrei und vollständig festgelegt.
- Um Interessenkonflikte zu vermeiden, sind die für die Qualitätssicherung und den Strahlenschutz zuständigen Organisationseinheiten und Personen organisatorisch unabhängig von den für den Betrieb und die Instandhaltung zuständigen Fachbereichen.
- Die Aufbauorganisation ist im Betriebshandbuch im Kapitel „Personelle Betriebsorganisation“ festgelegt.

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

Betriebshandbuch/Prüfhandbuch

Betriebshandbuch

Alle Kernkraftwerke besitzen ein Betriebshandbuch. Aufbau und Inhalt des Betriebshandbuches sind in der Regel [KTA 1201] festgelegt. Das Betriebshandbuch enthält die im gesamten Kraftwerk gültigen Betriebsordnungen sowie alle betriebs- und sicherheitstechnischen Anweisungen, wie detaillierte Handlungsanweisungen für das Schichtpersonal sowie zusätzliche Informationen für verschiedene Betriebssituationen. Sicherheitsspezifikationen (→ Artikel 19 (ii)) sind im Betriebshandbuch als solche explizit kenntlich gemacht.

Das Betriebshandbuch enthält die folgenden Teile:

- *Betriebsordnungen*
Hierzu zählen neben der personellen Betriebsorganisation (Aufbauorganisation mit Weisungsrecht, Aufgaben, Verantwortlichkeiten, Unterstellungen etc.) die Warten- und Schichtordnung, Instandhaltungsordnung, Strahlenschutzordnung, Wach- und Zugangsordnung, Alarmordnung, Brandschutzordnung und Erste-Hilfe-Ordnung. Alle Betriebsordnungen der Anlage gehören zu den Sicherheitsspezifikationen.

- *Betrieb der Gesamtanlage*
Dieser Teil enthält die Voraussetzungen und Bedingungen für alle Betriebsphasen der Anlage sowie die sicherheitstechnisch wichtigen Grenzwerte und Bedingungen (Teil der SSP → Artikel 19 (ii)), die Kriterien für die Meldung von Ereignissen an die Aufsichtsbehörde und Ablaufbeschreibungen einschließlich Handlungsanweisungen für die Fahrweisen des normalen und anomalen Betriebs.
- *Störfälle*
Dieser Teil des Betriebshandbuches enthält die Auslegungsstörfälle mit und ohne Kühlmittelverlust und durch Einwirkungen von außen sowie die entsprechenden Vorgehensweisen zur Beherrschung dieser Störfälle für Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb (Teil der SSP → Artikel 19 (ii)).
- *Betrieb der Systeme*
In diesem Teil sind für alle Systeme für die verschiedenen Fahrweisen die Ausgangszustände und die vom Schichtpersonal durchzuführenden Maßnahmen in Form von Schrittprogrammen festgelegt. Außerdem sind ergänzende Informationen, Schemata und Hinweise enthalten.
- *Stör- und Gefahrenmeldungen*
In diesem Teil sind alle Stör- und Gefahrenmeldungen aufgelistet und die zugehörigen Anweisungen zu Gegenmaßnahmen einschließlich möglicher Alternativen systembezogen aufgeführt.

Das Betriebshandbuch wird durch einen Revisionsdienst auf aktuellem Stand gehalten. Das Exemplar in der Anlagenwarte enthält zusätzlich auch alle in Bearbeitung befindlichen Änderungseinträge.

Die Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen zur Bewältigung eventueller Notfälle sind in den Betriebsvorschriften festgelegt, sind aber nicht Bestandteil des BHB.

Prüfhandbuch

Das Prüfhandbuch regelt die Häufigkeit und den Ablauf der vom Betreiber durchzuführenden wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Komponenten der Anlage. Aufbau und Inhalt des Prüfhandbuches sind in der Regel [KTA 1202] festgelegt. Das Prüfhandbuch enthält Anwendungshinweise, die Prüfliste und die dazu gehörenden Prüfanweisungen für die wiederkehrenden Prüfungen.

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

In der Prüfliste sind alle sicherheitstechnisch wichtigen wiederkehrenden Prüfungen aufgeführt. Sie enthält den Prüfgegenstand, den Prüfumfang, das Prüfintervall, den Betriebszustand der Anlage bei der Prüfung und die eindeutige Bezeichnung der Prüfanweisung. Die Prüfliste ist Bestandteil der Sicherheitsspezifikationen.

Die Prüfanweisungen bestehen jeweils aus Angaben zu Prüfgegenstand, Prüfgrundlage (z. B. Genehmigungsaufgabe), Prüfart, Prüfziel, Prüfumfang, Hilfsmitteln und Unterlagen, Prüfvoraussetzungen, Prüfdurchführung (bei Funktionsprüfungen z. B. Schaltfolgeprogramm) und Protokollierung sowie Herstellung des Endzustands nach Abschluss der Prüfung. Die Prüfanweisungen stellen neben einem korrekten Prüfablauf sicher, dass auch bei Durchführung von Prüfungen die Grenzen des sicheren Betriebs nicht überschritten werden.

Verfügbarkeit von Betriebshandbuch, Prüfhandbuch und Notfallhandbuch

Das Betriebshandbuch, das Prüfhandbuch und das Notfallhandbuch stehen der Schichtmannschaft auf der Warte unmittelbar zur Verfügung. Die weiteren Verfügbarkeiten und Zugänglichkeiten von Informations-, Bedien- und Kommunikationseinrichtungen für das Personal werden in Artikel 12 behandelt.

Festlegung des Verfahrens bei Instandhaltungs- oder Änderungsarbeiten

Der grundsätzliche Arbeitsablauf bei der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen, teilweise auch wiederkehrenden Prüfungen und Änderungen ist im kerntechnischen Regelwerk in der Instandhaltungsrichtlinie [3-41] vorgegeben. Unter den Begriff der Instandhaltung fallen dabei vorbeugende Instandhaltung, Wartung und Instandsetzung. Im Einzelnen macht die Instandhaltungsrichtlinie Vorgaben für die Arbeitsschritte von der Planung der Maßnahme über deren Durchführung bis hin zum Wiederherstellen der Betriebsbereitschaft und die Dokumentation. Das Verfahren regelt auch die zu treffenden Sicherungsmaßnahmen. Es stellt sicher, dass eine geplante Maßnahme im Hinblick auf den aktuellen Anlagenzustand bewertet wird und Aspekte der Anlagensicherheit, des Strahlenschutzes [3-43.1] (→ Artikel 15) und des Personenschutzes, die auch über die rein nuklearen Fragestellungen hinausgehen (Arbeitsschutz, Brandschutz), vollständig und im zeitlichen Ablauf passend berücksichtigt werden. Dies beinhaltet auch die Freischaltung und Normalisierung des betroffenen Systembereichs und die durchzuführenden Prüfungen. Im Betriebsreglement ist die Instandhaltungsrichtlinie in der Instandhaltungsordnung des Betriebshandbuches anlagenspezifisch umgesetzt.

Die Prüf- und Instandhaltungskonzepte wurden seit der Errichtung der Anlagen infolge Betriebserfahrungen und neuerer Erkenntnisse aus der Sicherheitsforschung weiterentwickelt. Zum Zeitpunkt der Errichtung der Anlagen (1969 - 1989) erfolgte 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 Prüfkonzeppte, bedingt durch fehlende Zugänglichkeit, technische Einschränkungen oder unzureichende Aussagekraft der Prüfergebnisse im Hinblick auf den Anforderungsfall wurden durch Änderungen der Komponenten, Prüftechniken oder Prüfabläufe so weit technisch möglich beseitigt.

In den letzten Jahren hat die Probabilistik die ingenieurmäßigen Betrachtungen zunehmend ergänzt.

In Einzelfällen sind Vorgaben auf Basis der Betriebserfahrungen unter Berücksichtigung probabilistischer Überlegungen überprüft und modifiziert worden (z. B. festgelegte Prüfumfänge und Prüfintervalle an Komponenten des Primärkreises in der Regel [KTA 3201.4]).

Einbindung des Personals

Nach Darstellung der Betreiber herrscht in den Fachabteilungen deutscher Anlagen unter den Mitarbeitern ein sehr hohes Maß an Eigenverantwortung. Jedem Techniker/Ingenieur wird eine Systemverantwortung bzw. Komponentenverantwortung übertragen, welche dieser größtenteils eigenverantwortlich und mit hohem Maß an Unabhängigkeit bearbeitet.

Um optimale Arbeitsabläufe und professionelles Handeln zu fördern wird das Personal zusätzlich entsprechend unterwiesen, beispielsweise durch sogenannte MARKER in Form kleiner Taschenkarten oder -bücher, (index cards, pocket books). Diese MARKER fördern das professionelle Handeln und damit eine starke Sicherheitskultur. Mit ihrer Umsetzung wird die Voraussetzung für eine hohe Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlagen geschaffen. Diese definieren die Erwartungen an das professionelle Handeln der Mitarbeiter.

Die MARKER sind die Brücke, um Werte, Leitlinien und Ziele sowie die internen und externen Prozesse und Vorschriften in praktisches Handeln zu übertragen. Sie berücksichtigen internationale Erfahrungen, die bei IAEO und WANO als gute Praxis gelten und in deren internationalen Guidelines verankert sind.

Das Personal ist im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses weiterhin dazu aufgerufen, aufmerksam durch die Anlagen zu gehen und mögliche Fehlerquellen, Beinahe-Ereignisse, tatsächliche Ereignisse und vor allem Handlungsfehler weiterzumelden. Weiterhin gibt es verschiedene Systeme, beispielsweise über Verbesserungsvorschläge oder eine kontinuierliche Prozessüberwachung durch die eine ständige Optimierung und Verbesserung der Prozesse und Arbeitsabläufe erreicht wird.

Handlungsfehler können auch bei den professionellsten Arbeitsabläufen passieren, Fehlerquellen und Schwachpunkte in jedem noch so guten System auftreten. Entscheidend ist es, eine Blame-free-Sicherheitskultur zu schaffen, in der die Mitarbeiter solche Fehler ohne eigenen Schaden oder Benachteiligungen melden können und daraus ein Erfahrungsrückfluss für die gesamte Organisation abgeleitet wird.

Jede Meldung eröffnet die Möglichkeit, die langjährige Erfahrung und täglichen Erkenntnisse der Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter zur weiteren Steigerung von Anlagen- und Arbeitssicherheit zu nutzen.

Einbindung der Arbeitsabläufe in das Managementsystem

Die Arbeitsabläufe in den Kernkraftwerken werden im Allgemeinen durch ein sogenanntes Betriebsführungssystem unterstützt.

Dieses System ist modular aufgebaut. Alle beteiligten Personen haben den erforderlichen Zugriff auf das System direkt über ihren Arbeitsplatz-PC.

Die gesamte Abwicklung von Arbeitsabläufen bei der Instandhaltung wie auch bei Änderungsvorhaben erfolgt durch die beteiligten Fachbereiche und Gewerke in transparenter Weise.

Zudem besteht eine Vernetzung mit diversen umfangreichen Datenbanken, wie z. B. zu Anlagendaten, zur Dokumentation von Instandhaltungsvorgängen und Änderungen in der Anlage, zur Ersatz- und Reserveteilhaltung, auf die direkt zurückgegriffen werden kann, sodass das Personal durch eine bedarfs- und praxisgerechte Bereitstellung von Informationen bei der Entscheidungsfindung unterstützt wird.

Weiterhin ist in den deutschen Anlagen bereits oder wird in den deutschen Anlagen derzeit ein prozessorientiertes integriertes Managementsystem umgesetzt. Dieses IMS beinhaltet verschiedene einzelne Teil-Managementsysteme, so zum Beispiel zur nuklearen Sicherheit, zur Qualitätssicherung, zum Umweltschutz sowie zum Arbeits- und Gesundheitsschutz.

Die Arbeitsabläufe und Prozesse, die in den Betriebsführungssystemen erfasst werden, sind integraler Bestandteil des Managementsystems und damit direkt eingebunden. Weitere Details zum integrierten Managementsystem sind in Artikel 13 detailliert beschrieben.

Behördliche Aufsicht

Alle Änderungen des Betriebshandbuches und in einigen Ländern auch Änderungen des Notfallhandbuches unterliegen dem Aufsichts- oder Genehmigungsverfahren.

Die staatliche Aufsichtsbehörde und die von ihr zugezogenen Sachverständigen überprüfen bei ihren Inspektionstätigkeiten vor Ort (→ Artikel 7 (2 iii) und Artikel 14 (ii)), ob die im Betriebshandbuch festgelegten Regelungen für die Aufbauorganisation auch in der Praxis eingehalten werden. Neben Begehungen der Anlage und Kontrollen auf der Anlagenwarte werden Kontrollen von organisatorischen Abläufen durchgeführt wie z. B. das Führen des Schichtbuchs, die Durchführung vorgeschriebener Rundgänge, die Vorgehensweise bei der Schichtübergabe oder die Abwicklung von Störmeldungen und Arbeitsfreigaben. Durch die enge aufsichtliche Begleitung größerer Betriebsgeschehnisse (wie z. B. Änderungsverfahren, Instandhaltungsmaßnahmen, Untersuchungen infolge meldepflichtiger Ereignisse) kann ein Einblick in die personell-organisatorischen Abläufe gewonnen werden. Im Bereich des Strahlenschutzes wird z. B. die Einhaltung von Dosisgrenzwerten sowie von Vorschriften zu Strahlenschutzbereichen und zur Lagerung radioaktiver Stoffe kontrolliert. Daneben werden vor Ort auch sicherheitstechnisch relevante Messwerte zum Anlagenbetrieb oder zur Emission radioaktiver Stoffe überprüft.

In festgelegten Intervallen, die ebenfalls in der Prüfliste aufgeführt sind, nehmen Sachverständige im Auftrag der staatlichen Aufsichtsbehörde an den wiederkehrenden Prüfungen des Betreibers teil. Die Häufigkeit, mit der eine solche Teilnahme erfolgt, richtet sich dabei nach der sicherheitstechnischen Bedeutung der Prüfung. Die Aufsichtsbehörde wird über die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen informiert.

Änderungen in der Prüfliste oder den Prüfanweisungen werden von der Aufsichtsbehörde unter Zuziehung von Sachverständigen geprüft.

Eine Pflicht zur Prüfung von Instandhaltungsstrategien und -maßnahmen durch Behörde und Sachverständigen ist im kerntechnischen Regelwerk nicht generell verankert, wurde aber teilweise in Genehmigungsaufgaben festgeschrieben.

Ebenso wurden für die Durchführung von Änderungen, die kein Genehmigungsverfahren erfordern, Vorgehensweisen zur aufsichtlichen Prüfung von der Aufsichtsbehörde festgelegt.

19 (iv) Vorgehensweisen bei betrieblichen Ereignissen und Störfällen

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

Im Atomgesetz [1A-3] wird in § 7 (2) als eine Voraussetzung zur Erteilung einer Genehmigung gefordert, dass der Betreiber die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage trifft. In der Strahlenschutzverordnung [1A-8] sind in den §§ 49 bis 51 gestufte radiologische Anforderungen an den Betrieb, Störfällen, Unfällen und radiologischen Notstandssituationen enthalten (→ Artikel 7). Die Umsetzung in entsprechende anlagenbezogene Maßnahmen erfolgt auf der Basis der Regeln [KTA 1201, KTA 1203].

Störungen, Stör- und Notfälle

Störungen (anomaler Betrieb)

Der Betriebszustand „Störungen des Normalbetriebs“ (anomaler Betrieb) hat zwar Einschränkungen zur Folge (z. B. die Absenkung der Reaktorleistung bei Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe), der Betrieb der Anlage muss jedoch nicht aus sicherheitstechnischen Gründen unterbrochen werden. Hingegen kann bei Störfällen der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden.

Störfälle

Für die im Genehmigungsverfahren betrachteten Störungen und Störfälle sind an den jeweiligen Ablauf angepasste Fahrweisen in detaillierten Prozeduren für das Schichtpersonal festgelegt. Diese sind im Betriebshandbuch in den Teilen 2 und 3 enthalten.

Die Prozeduren zur Beherrschung von Störfällen müssen schutzzielorientiert aufgebaut sein. Zusätzlich kann eine ereignisorientierte Vorgehensweise gewählt werden.

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

- Störfalleitschema,
- Kontrolle der Schutzzielkriterien,
- Störfallentscheidungsbaum,
- schutzzielorientierte Störfallbehandlung und
- ereignisorientierte Störfallbehandlung.

Für den Fall des Auftretens eines Ereignisses, das eine Reaktorschnellabschaltung zur Folge hat, existiert ein Störfalleitschema, welches das Vorgehen des Schichtpersonals festlegt. Teilweise existieren in einigen Anlagen weitere Kriterien zum Einstieg ins Störfalleitschema (z. B. Ansteigen von Gebäudeinnendrücken ohne Reaktorschutzauslösung). Im ersten Schritt wird vom Schichtpersonal eine Kontrolle der Schutzzielkriterien durchgeführt, um festzustellen, ob die Schutzziele

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

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

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

Schutzzielorientiertes Vorgehen bei Störfällen

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

Jede schutzzielorientierte Prozedurbeschreibung ist gegliedert in:

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

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

Ereignisorientiertes Vorgehen bei Störfällen

Ereignisorientiert wird vorgegangen, wenn kein Schutzziel gefährdet ist und das Ereignis eindeutig einem Störfalltyp (z. B. Kühlmittelverluststörfall, Störung der Wärmeabfuhr ohne Kühlmittelverlust, Einwirkungen von außen) zugeordnet werden kann. Dabei wird die Anlage anhand vorgegebener detaillierter Schrittprogramme in einen langfristig sicheren Zustand gebracht. Parallel hierzu wird regelmäßig überprüft, ob die Schutzzielkriterien weiterhin eingehalten werden. Wird eine Verletzung von Schutzzielkriterien festgestellt, ist das ereignisorientierte Vorgehen abubrechen, und nach dem schutzzielorientierten Verfahren sind die betroffenen Anlagenparameter wieder in zulässige Bereiche zurückzuführen.

Notfälle

Für Notfälle (auslegungsüberschreitende Ereignisse) sind die in der Anlage zu ergreifenden technischen Maßnahmen (→ Artikel 18 (i)), die Notfallprozeduren und die hierzu erforderlichen Hilfsmittel in einer separaten Unterlage, dem Notfallhandbuch, beschrieben [KTA 1203].

Zu den organisatorischen Voraussetzungen, die in allen Kernkraftwerken für die Bewältigung von Notfällen getroffen worden sind, gehört eine Notfallorganisation mit einem Krisenstab, der von weiterem Einsatzpersonal aus der Betriebsmannschaft unterstützt wird. Der Krisenstab ist innerhalb einer Stunde arbeitsfähig. Geeignete Räume, Arbeits- und Kommunikationsmittel werden vorgehalten. Neben dem Krisenstab auf der Anlage wird beim Hersteller der Anlagen (AREVA NP) ein weiterer Krisenstab einberufen, dessen Aufgabe die Unterstützung in technischen Fragen ist. Auch mit der Kerntechnischen Hilfsdienst GmbH, einer Gemeinschaftseinrichtung aller Betreiber der deutschen Kernkraftwerke zur Bewältigung von Notfällen und Beseitigung eventueller Folgen, besteht ein entsprechendes Kooperationsabkommen. Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen sind je nach Anlage

im Betriebshandbuch, Notfallhandbuch oder Krisenstabhandbuch festgelegt. Weitergehende technische Maßnahmen und Notfallprozeduren sind im Notfallhandbuch beschrieben.

Neben der Hauptschaltwarte haben die deutschen Anlagen eine Notsteuerstelle für bestimmte auslegungsüberschreitende Ereignisse. Die Besetzung der Notsteuerstelle, die gegen Einwirkungen von außen geschützt ist, ist je nach Ereignis innerhalb von bis zu 10 Stunden infolge der automatischen fortlaufenden Maßnahmen des Notstandssystems in der Anfangsphase eines Ereignisses oder Störfalles erforderlich. Die Notsteuerstelle kann auch in bestimmten Betriebsfällen und bei Auslegungsstörfällen zusätzlich genutzt werden.

Behördliche Überprüfung

Aufgrund der staatlichen Aufsicht über die Kernkraftwerke unterliegt insbesondere die Behandlung von Ereignissen der atomrechtlichen Aufsicht. Eine wichtige Gruppe von Ereignissen sind die sog. meldepflichtigen Ereignisse. Das sind Ereignisse in Kernkraftwerken, die die Meldekriterien der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten und Meldeverordnung (AtSMV) erfüllen. Ein Ereignis in einem Kernkraftwerk ist dann meldepflichtig, wenn es die in Anlage 1 der AtSMV aufgeführten Meldekriterien erfüllt. Danach sind die Betreiber von Kernkraftwerken verpflichtet, Unfälle, Störfälle oder sonstige für die kerntechnische Sicherheit bedeutsame Ereignisse der Aufsichtsbehörde innerhalb bestimmter Fristen zu melden. Die meldepflichtigen Ereignisse sind den Kategorien S (Sofortmeldung), E (Eilmeldung) sowie N (Normalmeldung) zugeordnet.

Nach Kenntniserhalt erfolgt durch die Aufsichtsbehörde eine erste Bewertung des meldepflichtigen Ereignisses im Hinblick auf mögliche Konsequenzen und Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage, das Personal und die Umgebung. Dabei ist zu bewerten, ob gegen den Weiterbetrieb der Anlage sicherheitstechnische Bedenken bestehen, ob die Meldung form- und fristgerecht, inhaltlich vollständig und korrekt ist.

Bei der weitaus überwiegenden Zahl der Ereignisse handelt es sich um N-Meldungen. Diese sind vom Betreiber spätestens am fünften Werktag nach Kenntnis mittels Meldeformular an die Behörde zu melden. Jedes meldepflichtige Ereignis wird von der Aufsichtsbehörde unter Zuziehung von Sachverständigen hinsichtlich der Ursachen, der erforderlichen Abhilfe- und Verbesserungsmaßnahmen untersucht und bewertet. Hierzu ergeht vom zugezogenen Gutachter kurzfristig eine schriftliche Stellungnahme an die Behörde. Es werden die vom Betreiber ergriffenen Maßnahmen, die Maßnahmen zur Behebung und Vorkehrungen gegen Wiederholung, bewertet. Die Maßnahmen und Vorkehrungen im Zuge der weiteren und vollständigen Bearbeitung des ME unterliegen der aufsichtlichen Überwachung.

19 (v) Ingenieurtechnische und technische Unterstützung

Verfügbarkeit der ingenieurtechnischen Unterstützung

Zur Klärung und Beurteilung komplizierter technischer Sachverhalte sowie der Durchführung von technischen Überprüfungen in den kerntechnischen Anlagen bedient sich die Behörde auf dem Gebiet der Kerntechnik erfahrener und anerkannter Sachverständiger- und Gutachterorganisationen. Diese müssen sowohl hinsichtlich der fachlichen Kompetenz als auch ausreichender personeller Kapazitäten strengen Anforderungen genügen.

Des Weiteren ist es im Falle von Ereignissen, die ein unverzügliches Handeln erfordern, unabdingbar, dass die Gutachterorganisation jederzeit erreichbar und einsatzbereit ist. Diese Verfügbarkeit ist vertraglich geregelt.

Interne technische Unterstützung

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

- Technik
Erhaltung und Optimierung der Funktionsfähigkeit und Betriebssicherheit der maschinentechnischen, elektro- und leittechnischen Komponenten und Systeme (ingenieurtechnisches Spezialwissen über die eingesetzten Komponenten und Systeme). Dazu gehören auch die Planung und Überwachung von Änderungsmaßnahmen.
- 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.

Daneben haben die Betreiber für die Bearbeitung von übergeordneten Fragestellungen eigene Abteilungen, zum Teil auch in den Hauptverwaltungen der Unternehmen, aufgebaut, in denen Mitarbeiter aus unterschiedlichen Disziplinen allgemeine und übergreifende Projekte bearbeiten.

Externe technische Unterstützung

Bei der Durchführung von Änderungsmaßnahmen wird zunächst geprüft, welche der o. g. Stellen aufgrund ihrer Zuständigkeit einzubeziehen sind. Gemeinsam wird ein Änderungsantrag erarbeitet, der der Behörde vorgelegt wird. Sind für den obligatorischen Sicherheitsnachweis aufwändige Analysen erforderlich, so greifen die Betreiber auf den Service der Hersteller (AREVA NP und Westinghouse) zurück. Die Qualität der Sicherheitsanalysen (gemessen an der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden) wird durch enge Kooperation der Hersteller mit zahlreichen Forschungsinstituten, auch über die nationalen Grenzen hinweg, sichergestellt. Den Auftrag für die Fertigung und den Einbau von Komponenten vergeben die Betreiber in der Regel direkt an die Komponentenhersteller. Das kerntechnische Regelwerk ist daraufhin ausgerichtet, dass nur qualifizierte Hersteller, die durch entsprechende Qualitätssicherung in Eigenverantwortung die Qualität ihrer Arbeit sicherstellen, beauftragt werden dürfen (→ Anhang 2 zu [4-1]; Rahmenspezifikation Basissicherheit). Die Betreiber haben an der Auswahl der Hersteller und Zulieferer und der bei ihnen eingeführten Qualitätssicherung ein sicherheitstechnisches und auch wirtschaftliches Eigeninteresse. In den meisten Fällen bestehen langjährige Verträge zwischen den Betreibern und ihren Zulieferern. So werden für letztere die Planungssicherheit und damit der Kompetenzerhalt des bewährten und qualifizierten Personals gewährleistet.

Wartung und Instandsetzung der Komponenten sind im Lieferservice zumeist inbegriffen. Um Terminüberschneidungen für die hochspezialisierten Firmen zu vermeiden, werden die Revisionstermine im nationalen Rahmen unter den Betreibern abgestimmt.

Die Dokumentation von anlagenspezifischen Daten (z. B. Betriebsdaten, Anlagendaten, Konstruktionsdaten) obliegt den Betreibern. Die entsprechenden Genehmigungsunterlagen (Betriebs-, Prüf- und Qualitätshandbücher) werden von eigenen Mitarbeitern gepflegt.

Behördliche Aufsicht

Als eine ingenieurtechnische bzw. technische Unterstützung ziehen die Behörden die Sachverständigenorganisationen zu (§ 20 AtG). Zudem ist die Reaktor-Sicherheitskommission bezüglich der Sicherheit von kerntechnischen Anlagen beratend für das BMU tätig. Als weitere Unterstützung ist die Forschung anzusehen.

Das gewachsene deutsche System der kerntechnischen Aufsicht mit der Verteilung der Aufgaben auf den Bund und die Länder wird auch durch die hohe Überwachungsichte der hinzugezogenen Sachverständigen bestimmt. Durch diese hohe Überwachungsichte wird erreicht, dass die Aufsichtsbehörden und deren Sachverständigen eine hohe Detailkenntnis der zu überwachenden Anlagen besitzen. Die aufsichtlichen Maßnahmen betreffen neben der Kontrolle der Qualitätssicherung und Dokumentation auch umfangreiche Vor-Ort-Prüfungen, um nachzuvollziehen, wie sicherheitstechnisch wichtige Maßnahmen umgesetzt werden. Die Verantwortung des Betreibers für die Sicherheit der Anlage bleibt von den zur Anwendung kommenden Prüfverfahren unberührt. Das BMU leistet darüber hinaus eine zusätzliche Kontrolle bei sicherheitstechnisch bedeutsamen Fragestellungen, die durch die Beteiligung der RSK und der GRS verstärkt wird. Diese intensive Überwachung und die damit verbundene Kommunikation mit allen daran beteiligten Organisationen stellt im internationalen Vergleich eine Stärke des deutschen Systems dar.

19 (vi) Meldung von sicherheitsrelevanten Ereignissen

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

Eine Meldepflicht für sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse an die zuständige Aufsichtsbehörde wurde bereits mit der ursprünglichen Fassung des Atomgesetzes von 1959 [1A-3] festgelegt. 1975 wurde ein zentrales Meldesystem auf Beschluss des Länderausschusses für Atomkernenergie eingeführt, nach dem die Betreiber der Kernkraftwerke in Deutschland verpflichtet sind, 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.

Die Meldekriterien sind in Anlagen zur Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] enthalten und beinhalten neben Störfällen auch solche Ereignisse wie unerwartete Beeinträchtigungen von Sicherheitseinrichtungen, z. B. durch Funktionsstörungen im Sicherheitssystem oder in sicherheitsrelevanten Systemen oder Komponenten. Ferner werden Anzeichen für systematische Fehler oder Mängel in diesen Bereichen und Abweichungen von festgesetzten Bedingungen infolge von technischen als auch konstruktiven Mängeln gemeldet.

Die Erfassung und Klassifizierung meldepflichtiger Ereignisse erfolgt auf Meldeformularen mit Hilfe von ca. 80 Meldekriterien. Sie untergliedern sich in einen radiologischen Teil, der für alle kerntechnischen Einrichtungen gemeinsam ist, sowie in getrennte technische Teile für Kernkraftwerke und für die Anlagen des Brennstoffkreislaufes. Zu den Meldekriterien liegen separate Erläuterungen für die Anwendung in Kernkraftwerken, in Forschungsreaktoren und in den Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs vor.

In den letzten Jahren wurden die Erläuterungen zu den Meldekriterien für die Kernkraftwerke aufgrund der bisherigen Erfahrungen mehrfach überarbeitet und konkretisiert. Die Überarbeitung der Meldekriterien selber findet zurzeit im Rahmen der Novellierung der AtSMV statt.

Aus praktischen Erwägungen werden die Meldekriterien zukünftig in getrennte technische Teile für Kernkraftwerke, für Forschungsreaktoren, für die Anlagen der Kernbrennstoffver- und -entsorgung, für alle stillgelegten kerntechnischen Anlagen sowie für die Aufbewahrung von abgebrannten Brennelementen gegliedert sein.

Der Inhalt der schriftlichen Meldung des Ereignisses wird durch das Meldeformular geregelt. Dabei werden schnelle Informationen über die radiologische Lage, ein Überblick über die sicherheitstechnische Bedeutung und weitere Detailinformationen für auswertende Stellen berücksichtigt. Weiterhin werden durch die einheitliche Form der schriftlichen Meldung die Vergleichbarkeit der einzelnen Meldungen und die Datenbankspeicherung der Informationen vereinfacht.

Meldekriterien und Meldeverfahren

Meldepflichtige Ereignisse werden durch eine erste ingenieurtechnische Einschätzung unterschiedlichen Meldekategorien zugeordnet. Dieses Vorgehen berücksichtigt insbesondere den Gesichtspunkt, dass die Behörde auch vor einer vertieften Sicherheitsprüfung eines Ereignisses vorsorgliche Maßnahmen treffen können muss.

- | | |
|--------------------|--|
| Kategorie S | (Sofortmeldung - Meldefrist: unverzüglich)
Der Kategorie S sind solche Ereignisse zuzuordnen, die der Aufsichtsbehörde sofort gemeldet werden müssen, damit diese gegebenenfalls in kürzester Frist Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch Ereignisse, die auf akute sicherheitstechnische Mängel hinweisen. |
| Kategorie E | (Eilmeldung - Meldefrist: innerhalb von 24 Stunden)
Der Kategorie E sind solche Ereignisse zuzuordnen, die zwar keine Sofortmaßnahmen der Aufsichtsbehörde verlangen, deren Ursache aber aus Sicherheitsgründen geklärt und gegebenenfalls in angemessener Frist behoben werden muss. In der Regel handelt es sich dabei um sicherheitstechnisch potentiell - aber nicht unmittelbar - signifikante Ereignisse. |
| Kategorie N | (Normalmeldung - Meldefrist: innerhalb von 5 Werktagen)
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. |

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 Angaben zu den getroffenen oder vorgesehenen Maßnahmen gegen Wiederholung und
- Schlüsselkatalog mit Kennziffern zum Ereignis und zu den betroffenen Komponenten.

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 dem Bundesumweltministerium und parallel dazu der zentralen Erfassungsstelle, dem Bundesamt für Strahlenschutz, und dem für das Bundesumweltministerium tätigen Gutachter, der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit. Durch das Bundesamt für Strahlenschutz wird die Einstufung des Ereignisses noch auf Bundesebene überprüft. 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 Informationen bekannt sind. Die endgültigen Meldungen werden wieder sowohl an das Bundesumweltministerium, das Bundesamt für Strahlenschutz als auch an die Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit weitergeleitet.

Meldepflichtige Ereignisse werden von den Betreibern und von den Behörden auf mehreren Ebenen ausgewertet. Diese mehrfache, unabhängige Analyse stellt sicher, dass jedes meldepflichtige Ereignis sach- und fachgerecht ausgewertet wird.

Ereignisstatistiken

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 angegeben ist.

Die Abbildungen 19-1 und 19-2 zeigen diese Ereignisse nach Art des Auftretens, spontan oder Erkennung bei Prüfung bzw. Instandhaltung, sowie nach dem Betriebszustand der Anlage bei Erkennung des Ereignisses und den Auswirkungen auf den Betrieb. Nachgemeldete Ereignisse und in einigen Fällen nachträglich korrigierte Einstufungen sind in den Darstellungen bereits berücksichtigt. Die Abbildung 19-3 zeigt die Entwicklung der mittleren Anzahl der Reaktorschnellabschaltungen in den letzten 10 Jahren mit Darstellung ihrer wesentlichen Ursachen.

Tabelle 19-1 Anzahl meldepflichtiger Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Kategorien

Jahr	Anzahl	Meldekategorien			INES-Stufen		
		S	E	N	0	1	2
2000	94	0	2	92	91	3	0
2001	126	2	7	117	119	5	2
2002	167	0	10	157	154	13	0
2003	137	0	0	137	134	3	0
2004	153	0	6	147	146	7	0
2005	135	0	2	133	135	0	0
2006	130	0	4	126	130	0	0
2007	118	0	6	112	116	2	0
2008	92	0	4	88	91	1	0
2009	103	0	2	101	103	0	0

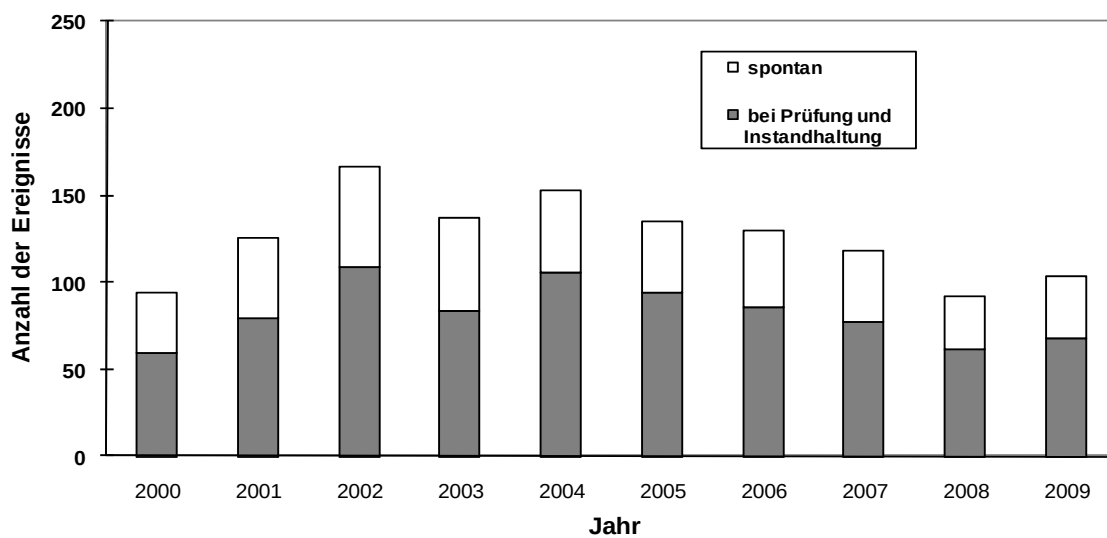


Abbildung 19-1 Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Art des Auftretens

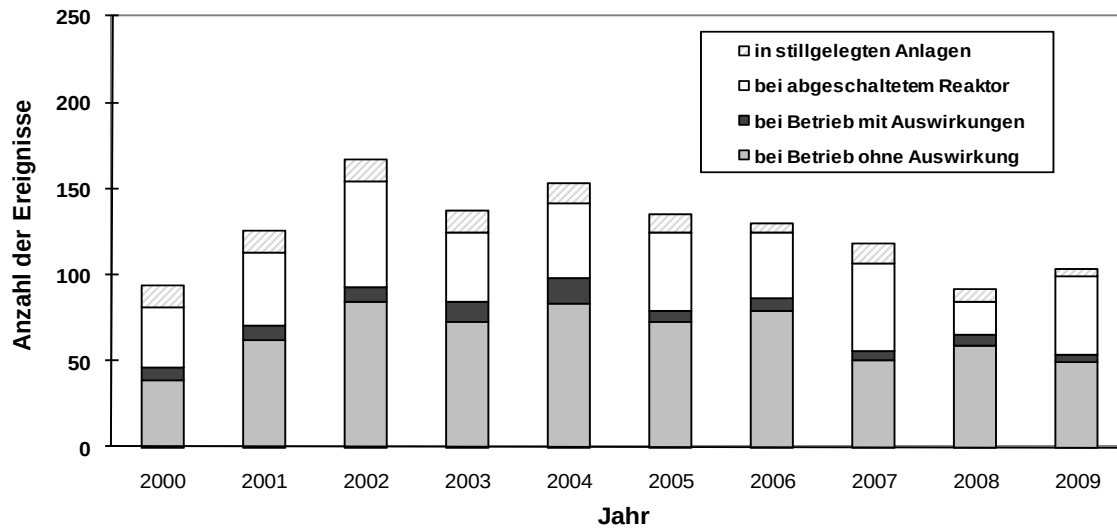


Abbildung 19-2 Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Betriebszuständen und Auswirkungen auf den Betrieb (Leistungsbetrieb, An- und Abfahren)

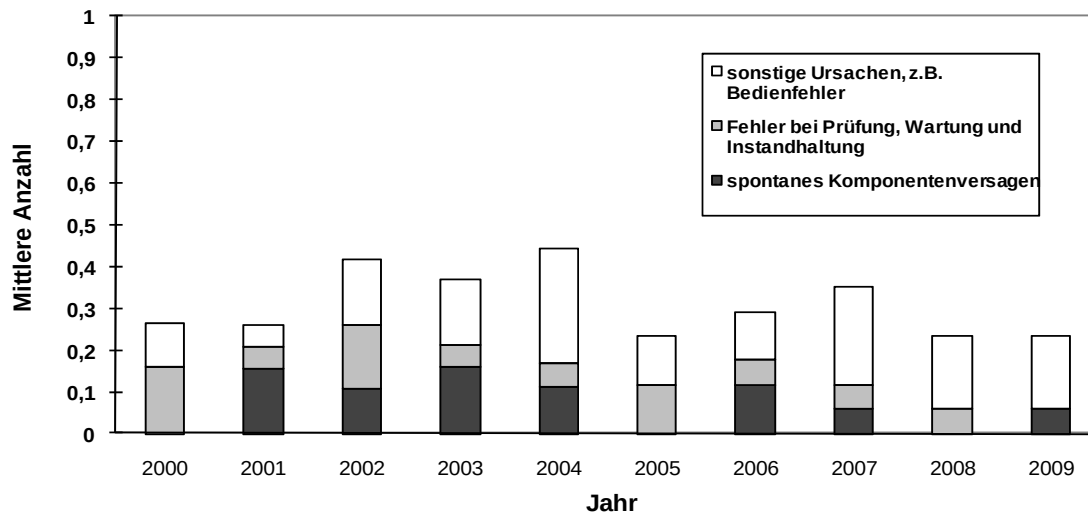


Abbildung 19-3 Mittlere Anzahl ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr

Dokumentation und Publikation der Ereignisse

Im Auftrag des BMU werden die Informationen über alle meldepflichtigen Ereignisse durch die Meldestelle des BfS zentral erfasst und dokumentiert. Das BfS führt eine Erstbewertung der gemeldeten Ereignisse durch und informiert in vierteljährlichen und jährlichen Berichten alle atomrechtlichen Landesbehörden, Gutachter, Hersteller und Betreiber der Kernkraftwerke sowie die Öffentlichkeit über die meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken, Forschungsreaktoren und sonstigen kerntechnischen Einrichtungen. Auf die beim BfS geführte Datenbank der meldepflichtigen Ereignisse haben die atomrechtlichen Landesaufsichtsbehörden, das BMU und die GRS Zugriff.

Die Betreiber informieren die Öffentlichkeit über alle meldepflichtigen Ereignisse in ihren Kernkraftwerken in geeigneter Form. Die eigenen Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter werden intern über meldepflichtige Ereignisse in Kenntnis gesetzt.

INES

Unabhängig vom behördlichen Meldeverfahren nach der Meldeverordnung erfolgt die Einstufung der meldepflichtigen Ereignisse durch die Betreiber der Kernkraftwerke nach der siebenstufigen INES-Bewertungsskala der IAEO.

Die INES-Einstufung wird zusammen mit der AtSMV-Meldung gemeldet. Verantwortlich dafür ist der Leiter der Anlage (LdA). Der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte (KSB) hat gem. AtSMV die Richtigkeit und Vollständigkeit der Meldung zu prüfen. Die dadurch erreichte Aufgabentrennung ist somit auch auf die INES-Einstufung übertragbar.

Der vom BMU benannte deutsche INES-Officer prüft jede Meldung im Hinblick auf die Richtigkeit der INES-Einstufung. Die endgültige Entscheidung der Klassifizierung wird durch das BMU und dem INES-Officer gefällt. Die Position des INES-Officers wird zurzeit von einem GRS-Mitarbeiter im Auftrag des Bundes wahrgenommen.

Behördliche Aufsicht

Die Vorgehensweise der behördlichen Aufsicht ergibt sich aus den Ausführungen in Kapitel 19 (iv) sowie 19 (vi).

Erhält die Aufsichtsbehörde Kenntnis von einem Sachverhalt, der die Meldekriterien nach der AtSMV erfüllt oder der die Meldekriterien erfüllen könnte, wird dieser Sachverhalt bei der Aufsichtsbehörde geprüft und bewertet.

Sowohl die Informationen des Betreibers als auch ggf. die Stellungnahme eines hinzugezogenen Gutachters werden von der Aufsichtsbehörde im Hinblick auf eventuell in der Anlage zu veranlassende Maßnahmen ausgewertet. In der Regel werden ergänzend zu den Meldeformularen weitere Informationen direkt beim Betreiber eingeholt. Dies geschieht teilweise fernmündlich und in der Regel im Rahmen einer Erörterung des Ereignisses unter Beteiligung des Gutachters anlässlich eines Aufsichtsbesuches des zuständigen Bediensteten in der Anlage. Ereignisse von allgemeiner oder grundsätzlicher Bedeutung werden auch auf Veranlassung des BMU in der RSK oder der SSK beraten.

Nach Vorliegen und Auswertung aller Informationen zu einem meldepflichtigen Ereignis legt die Aufsichtsbehörde nach eingehender Erörterung mit dem Betreiber erforderlichenfalls weitere Maßnahmen zur Abhilfe und die zu treffenden Vorkehrungen fest.

Die dargelegte behördliche Vorgehensweise im Aufsichtsverfahren hat sich bewährt. Gleichwohl wird sie fortlaufend optimiert.

19 (vii) Sammlung, Analyse und Austausch von Betriebserfahrungen

Regulatorische Anforderungen

Die Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV [1A-17]) stellt die wesentliche Grundlage für die Auswertung von Betriebserfahrungen dar. Sie schreibt u. a. vor, dass der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte an der Auswertung

- von meldepflichtigen Ereignissen (→ Artikel 19 vi)
- der sonstigen Störungen in der eigenen Anlage,
- von Informationen über meldepflichtige Ereignisse in anderen Anlagen im Hinblick auf ihre Bedeutung für die eigene Anlage,
- sowie am Erfahrungsaustausch mit den Sicherheitsbeauftragten anderer Anlagen über sicherheitstechnisch bedeutsame Betriebserfahrungen

mitzuwirken hat.

Auswertung der Betriebserfahrung durch die Betreiber

Die Betreiber berichten hierzu, dass der Erfahrungsrückfluss innerhalb der betroffenen Anlage durch entsprechende Verfahrensanweisungen anlagenspezifisch festgelegt ist. Für die internen Ereignisse dienen die Informationen aus den einzelnen Instandhaltungsvorgängen, die entsprechend der Instandhaltungsordnung, die Teil des BHB ist, zu berichten sind. Alle Mängel und Störungen, die vom Betriebspersonal registriert werden, werden erfasst und dokumentiert. Es wird eine entsprechende Störmeldung angefertigt, die je nach Prioritätsgrad und fachspezifischer Ausrichtung durch festgelegte Stellen weiterbearbeitet wird. Dies erfolgt inzwischen überwiegend mit einem rechnergestützten integrierten Betriebsführungssystem. Dadurch ist gewährleistet, dass ein fest definierter, auf die Störung zugeschnittener Workflow eingehalten wird, wobei dieser im Grundsatz durch die Instandhaltungsrichtlinie [3.41] festgelegt ist (→ Artikel 19 (iii)).

In arbeitstäglichen Besprechungen werden die aufgetretenen Mängel und Störungen diskutiert, bewertet und die gegebenenfalls erforderlichen Maßnahmen festgelegt. Die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen und aller Instandhaltungsmaßnahmen sowie wichtige Messergebnisse, die Hinweise auf Abweichungen von Prozessparametern geben können, werden ebenfalls erfasst und dokumentiert, so dass z. B. für jede Komponente ein Lebenslauf erstellt werden kann. Diese Daten bilden die Grundlage für die Sicherheitsuntersuchungen und darüber hinaus für gezielte Auswertungen zu einzelnen Komponenten wie auch für generische Auswertungen, Trendanalysen, Alterungsmanagement oder die Ermittlung von Zuverlässigkeitskenndaten für anlagenspezifische probabilistische Untersuchungen.

Daraus ergeben sich Maßnahmen, die über das direkte Beseitigen der Mängel und Störungen hinausgehen. Sie dienen auch zur Vorkehrung gegen Wiederholung gleichartiger Mängel und Störungen. Darüber hinaus werden neben diesen Mängeln und Störungen alle Ereignisse (auch Beinaheereignisse) auf Potenzial für den Erfahrungsrückfluss überprüft und bei Erfordernis einer ganzheitlichen Ereignisanalyse (GEA) unterzogen. Die GEA ermittelt die beitragenden Faktoren aus den Bereichen Mensch, Technik und Organisation, sowie deren Wechselwirkungen. Damit wird sichergestellt, dass der Betriebserfahrungsrückfluss

systematisch alle Bereiche für Verbesserungspotenzial berücksichtigt.

Anlagenübergreifende Informationen stehen den Betreibern durch ein eigenes Netzwerk zur Verfügung. Die zentrale Schnittstelle ist die Zentrale Melde- und Auswertungsstelle des VGB (VGB-ZMA). Dort werden alle eingehenden Meldungen aus Kernkraftwerken in Deutschland umgehend in eine Datenbank gespeist. Angeschlossen sind auch einige Anlagen des Herstellers KWU (jetzt AREVA NP) im Ausland. Von den einzelnen Anlagen aus erfolgt ein arbeitstägliches Abgleich mit dieser Datenbank. Erfasst werden neben meldepflichtigen Ereignissen auch solche Vorkommnisse, die unterhalb der Meldeschwelle liegen, aber für die Anlagen von Interesse sind.

Die VGB-ZMA ist zudem die Schnittstelle zu zwei weiteren Institutionen. Es besteht die Anbindung an das internationale Meldesystem der WANO mit der zuständigen Stelle in Paris. Die VGB-ZMA nimmt alle eingehenden WANO-Meldungen auf und überprüft diese auf sicherheitstechnische Relevanz für deutsche Kernkraftwerke. Von den selektierten Meldungen wird eine Kurzfassung in deutscher Sprache monatlich an die Betreiber weitergeleitet. Dort wird eine Prüfung hinsichtlich Übertragbarkeit auf die eigenen Anlagen vorgenommen.

Des Weiteren besteht eine direkte Anbindung der AREVA NP Erfahrungsstelle an die VGB-ZMA. Entsprechend vertraglicher Vereinbarung unterstützt AREVA NP die Betreiber seit 1989 bei der Auswertung der Ereignisse. Neben ausgewählten Ereignissen aus der VGB-ZMA-Datenbank greift AREVA NP auch auf GRS-Weiterleitungsnachrichten und IRS-Meldungen zu. Es werden Übertragbarkeit und Relevanz für deutsche Anlagen geprüft. Schließlich berichtet AREVA NP in Service-Informationen über neue Erkenntnisse und Untersuchungen, die von ihr gelieferten Anlagenteile betreffen.

Neben den geschilderten, direkten Meldewegen existieren im Rahmen des VGB verschiedene Arbeitskreise und Gremien, in denen sich die Betreiber über ihre Erfahrungen austauschen. An erster Stelle sind hier die Arbeitskreise „SWR“ und „DWR“, in denen die Leiter der Anlagen organisiert sind, sowie der VGB- Arbeitskreis „Kerntechnische Sicherheitsbeauftragte und Human Factors“ zu nennen. Hier werden konkrete Ereignisse und die daraus zu ziehenden Konsequenzen diskutiert. Die Kraftwerksleiter sind in einem Fachausschuss organisiert, der sich hauptsächlich mit übergeordneten Themen beschäftigt. Für Fachspezialisten stehen jeweils gesonderte Arbeitskreise zur Verfügung, in denen ganz bestimmte und eng umrissene Fachthemen diskutiert werden.

Auswertung von nationaler und internationaler Betriebserfahrung

Auswertung der Betriebserfahrung durch die Aufsichtsbehörden

Für den sicheren Betrieb und die Aufgaben der atomrechtlichen Aufsicht kommt dem frühzeitigen Erkennen von Anhaltspunkten für sicherheitsrelevante Probleme ein hoher Stellenwert zu. Anhaltspunkte hierfür können insbesondere aus der Auswertung des Betriebsgeschehens und der sicherheitsrelevanten Betriebserfahrung sowie aus der Weiterentwicklung der für die Sicherheit bedeutsamen Erkenntnisse und Anforderungen aufgrund des allgemeinen technischen Fortschritts gewonnen werden. Die Behörden gehen diesen Anhaltspunkten im Rahmen der atomrechtlichen Aufsichtsverfahren nach. Durch die regelmäßige Aufsicht erhalten die atomrechtlichen Behörden und ihre zugezogenen Sachverständigen Kenntnis vom aktuellen Betriebszustand und von den grundlegenden Betriebsabläufen. Weiterhin müssen die Betreiber der Kernkraftwerke den Aufsichtsbehörden regelmäßig Betriebsberichte vorlegen. Darin enthalten sind Angaben zum Betriebsverlauf, zu Instandhaltungsmaßnahmen und Prüfungen, zum Strahlenschutz und zu radioaktiven Abfällen. Darüber hinaus gibt es regelmäßige Berichterstattung der Betreiber zu einzelnen Themen.

Die Betreiber unterrichten die zuständigen atomrechtlichen Aufsichtsbehörden zum Teil unabhängig von ihren Meldepflichten (→ Artikel 19 (vi)) auch über Erkenntnisse aus den eigenen Anlagen unterhalb der Meldeschwelle und über Erkenntnisse außerhalb der eigenen Anlagen, die für die Sicherheitsfragen Bedeutung haben können. Die atomrechtliche Aufsichtsbehörde wertet diese Erfahrungen im Grundsatz mit den auch bei meldepflichtigen Ereignissen angewandten Methoden mit dem Ziel aus, ggf. mögliche Vorkehrungen gegen Wiederholungen der negativen Betriebserfahrungen in den zu beaufsichtigenden Anlagen zu erreichen. Sofern diese Betriebserfahrungen oder die Auffälligkeiten, die durch die Sachverständigen festgestellt werden und auch für die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden in anderen Bundesländern von Interesse sein können, werden geeignete Informationen zur Verfügung gestellt. Generell werden die Informationen zunächst innerhalb der zugezogenen Sachverständigenorganisationen weitergeleitet. Die so informierten Sachverständigenorganisationen prüfen zunächst die Übertragbarkeit der Erkenntnisse auf die Anlagen, bei denen sie als atomrechtliche Sachverständige tätig sind, und informieren ggf. mit gutachterlichen Empfehlungen die atomrechtlichen Behörden, in deren Auftrag sie tätig sind.

Vor dem Hintergrund aller aufsichtlichen Erkenntnisse sind aber die meldepflichtigen Ereignisse die wichtigste Grundlage für die behördliche Auswertung der Betriebserfahrung, insbesondere um sicherheitstechnische Mängel zu bewerten und um die Übertragbarkeit auf andere Anlagen zu prüfen.

Die Landesaufsichtsbehörde und ihre Sachverständigenorganisation analysieren ein meldepflichtiges Ereignis zunächst hinsichtlich der sicherheitstechnischen Bedeutung und der zu treffenden Abhilfemaßnahmen in der betroffenen Anlage. In einem weiteren Schritt prüfen die Landesaufsichtsbehörde und ihre Sachverständigenorganisation die Bedeutung des Ereignisses für die übrigen Anlagen in ihrem Aufsichtsbereich. Damit eine Auswertung über die Landesgrenzen hinaus auf nationaler Ebene erfolgen kann, gibt die Landesaufsichtsbehörde dem BMU, dem BfS und der GRS Informationen über das gemeldete Ereignis weiter (→ Artikel 19 (vi)).

Auswertung der Betriebserfahrung im Auftrag des BMU

Störfallmeldestelle des BfS

Im Auftrag des BMU werden durch das BfS die Informationen über alle meldepflichtigen Ereignisse zentral erfasst und dokumentiert. Das BfS führt eine Erstbewertung der gemeldeten Ereignisse einschließlich der Einstufung durch, berichtet darüber monatlich dem BMU (Monatsberichte) und informiert in vierteljährlichen und jährlichen Berichten alle atomrechtlichen Landesbehörden, Gutachter, Hersteller und Betreiber der Kernkraftwerke sowie die Öffentlichkeit über die meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken, Forschungsreaktoren und sonstigen kerntechnischen Einrichtungen. Auf die beim BfS geführte Datenbank der meldepflichtigen Ereignisse haben die atomrechtlichen Landesaufsichtsbehörden, das BMU und die GRS Zugriff.

Auswertung der Betriebserfahrung durch GRS

Alle meldepflichtigen Ereignisse aus deutschen Kernkraftwerken werden bei der GRS durch ein Expertenteam ausgewertet. Dazu gehören auch regelmäßige Expertengespräche.

Neben der deutschen Betriebserfahrung ist die internationale Betriebserfahrung eine weitere wichtige Quelle des Erfahrungsrückflusses. Aus diesem Grund wird auch die internationale Betriebserfahrung in der Bundesrepublik intensiv genutzt. Wesentliche Quelle für Sicher-

heitserkenntnisse aus der internationalen Betriebserfahrung ist das Incident Reporting System (IRS) der IAEA und OECD/NEA. Die Bundesrepublik beteiligt sich aktiv an diesem Meldesystem. Die gemeldeten Ereignisse werden von der GRS im Auftrag des BMU systematisch auf eine mögliche Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen ausgewertet. In Monatsberichten wird jedes Ereignis aus dem IRS kurz beschrieben und hinsichtlich seiner Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen kommentiert. Die Monatsberichte werden zusammen mit den entsprechenden Originalberichten des IRS sowohl an die Aufsichtsbehörden und Sachverständigenorganisationen als auch an die Betreiber und sonstigen zuständigen Institutionen gesandt. Darüber hinaus erstellt die GRS Jahresberichte, die die Ereignisse mit besonderer Bedeutung für deutsche Anlagen ausführlich darstellen und bewerten. Die Jahresberichte, die ca. 20 ausgewählte IRS-Berichte umfassen, werden an den gleichen Verteilerkreis versandt. Die Betreiber prüfen diese Berichte im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf ihre Anlagen.

Überprüfung der Übertragbarkeit

Zu Ereignissen aus deutschen und ausländischen Kernkraftwerken, die sich im Rahmen der vertieften Untersuchungen als aktuell oder potentiell sicherheitstechnisch bedeutsam und auf andere Anlagen übertragbar herausstellen, erarbeitet die GRS Weiterleitungsnachrichten, die im Auftrag des BMU an die Aufsichtsbehörden, die Sachverständigenorganisationen, die Betreiber, die Hersteller und andere Institutionen übermittelt werden. Die Weiterleitungsnachrichten enthalten eine Beschreibung des Sachverhalts, die Ergebnisse der Ursachenanalyse, die Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung, die vom Betreiber ergriffenen oder vorgesehenen Maßnahmen und als wesentliches Element Empfehlungen zu Überprüfungen und gegebenenfalls Ergreifung von Abhilfemaßnahmen in anderen Anlagen. Die Betreiber erstellen zu jeder Weiterleitungsnachricht eine Stellungnahme für die jeweilige Aufsichtsbehörde, wobei insbesondere auf die Umsetzung der Empfehlungen einzugehen ist. Die Stellungnahmen werden von Sachverständigen im Auftrag der zuständigen Aufsichtsbehörden geprüft. Werden die Länder von der GRS im Auftrag des BMU aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung um einen anlagenspezifischen Informationsrückfluss gebeten, berichten sie dem BMU über die Umsetzung der in der Weiterleitungsnachricht ausgesprochenen Empfehlungen. Die GRS sammelt den Informationsrückfluss zu den Weiterleitungsnachrichten und wertet sie in Hinblick auf zusätzliche Erkenntnisse aus. Diese Erkenntnisse werden wiederum dem o. g. Empfängerkreis der Weiterleitungsnachrichten in Form eines in der Regel jährlichen Berichtes zur Verfügung gestellt.

Bei besonderen Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken werden von der GRS auf Anforderung durch das BMU kurzfristig Stellungnahmen zur sicherheitstechnischen Bedeutung und zur Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke angefertigt. Bei Ereignissen, die ein sofortiges Handeln der Behörden erforderlich machen könnten, erfolgt eine direkte Information der Landesbehörden durch das BMU.

Darüber hinaus führt die GRS im Auftrag des BMU 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 Empfängerkreis wie die Weiterleitungsnachrichten verschickt werden. Die anlagenspezifische Prüfung und gegebenenfalls Umsetzung erfolgt dann wieder durch die Betreiber.

Zu den generischen Auswertungen zählen auch systematische Precursor-Analysen, die von der GRS im Auftrag des BMU für die meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Anlagen durchgeführt werden. Dies dient zum Auffinden von Schwachstellen mit probabilistischen Methoden sowie der Trendverfolgung des Sicherheitsstatus. Außerdem wurde von der GRS

ein Verfahren entwickelt, um in Anlehnung an die internationale Praxis eine Trendverfolgung von sicherheitstechnisch bedeutsamen Parametern, die sich aus den meldepflichtigen Ereignissen ableiten lassen, vornehmen zu können.

Erfahrungsaustausch

Sowohl aufseiten der Betreiber als auch aufseiten der Behörden und der Sachverständigenorganisationen gibt es verschiedene Arbeitskreise, in denen die anfallenden Betriebserfahrungen und die Schlussfolgerungen hinsichtlich der Sicherheit und anlagenübergreifenden Bedeutung regelmäßig diskutiert werden. Auch von der RSK werden die Berichte der Betreiber zum Anlagenbetrieb und zur Erfahrungsauswertung sowie die Weiterleitungsnachrichten und Auswertungen der GRS zu in- und ausländischen Ereignissen regelmäßig beraten.

Internationale Datenbanken

Besondere Vorkommnisse in deutschen Kernkraftwerken, die gemäß INES- und IRS-Handbuch auch für die Sicherheit von Kernkraftwerken im Ausland von Interesse sind, werden von der GRS in Abstimmung mit BMU, zuständiger Landesbehörde und Betreiber an die IAEO gemeldet. Ereignisse mit der Einstufung nach INES 2 und höher werden kurzfristig an IAEA-NEWS gemeldet (Vorgabe: innerhalb 24 Stunden). Meldungen mit einer INES-Einstufung unter 2 sollten weitergeleitet werden, wenn die Ereignisse von öffentlichem, internationalem Interesse sind. Deutschland hat seit der Einführung von INES vier Ereignisse in Kernkraftwerken mit INES 2 gemeldet. Über Ereignisse in ausländischen Kernkraftwerken mit INES 2 oder höher werden die Bundesländer zusätzlich im Arbeitskreis Aufsicht Reaktorbetrieb (→ Artikel 8) vertieft informiert.

Behördliche Aufsicht

Die behördlichen Verfahren zur Erfassung, Aufbereitung, Bewertung und Weiterleitung von sicherheitsrelevanten Betriebserfahrungen aus deutschen Anlagen haben sich bewährt und sind im internationalen Maßstab gute Praxis. Die Erfahrungen zeigen aber auch, dass die regelmäßige Überprüfung und Weiterentwicklung der Verfahren wichtig ist, um auf Dauer zu gewährleisten, dass neue Erkenntnisquellen in den Erfahrungsrückfluss einbezogen und erkannte Erkenntnislücken geschlossen werden können.

Die unabhängige Überprüfung durch verschiedene Beteiligte soll die hohe Zuverlässigkeit der Sicherheitsbewertung gewährleisten.

Programme zum Erfahrungsaustausch

Mit einigen Staaten (Brasilien, Frankreich, Niederlande, Schweiz, Spanien, Tschechien, etc.) gibt es auch eine direkte bilaterale Zusammenarbeit. Dazu gehört ein intensiver Austausch von Betriebserfahrungen zwischen den jeweiligen Experten (→ Artikel 17(iv)).

19 (viii) Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente

Gesetzliche und regulatorische Anforderungen

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

Lagerung abgebrannter Brennelemente

Die Lagerung der abgebrannten Brennelemente erfolgt zunächst in den Nasslagerbecken der Kernkraftwerke. Dabei sind die Unterkritikalität und die Kühlung der Brennelemente in den Nasslagerbecken sowie der Schutz vor äußeren Einwirkungen sichergestellt. Gemäß Auflagen in den Genehmigungen muss stets eine Kapazität in Höhe einer Kernladung freigehalten werden, um jederzeit die vollständige Entladung des Reaktorkerns zu ermöglichen. Die internen Lagerkapazitäten können grundsätzlich nicht kraftwerksübergreifend genutzt werden, Ausnahmen sind bei den Doppelblockanlagen Neckarwestheim und Philippsburg genehmigt. Beim Kernkraftwerk Obrigheim wurde 1998 der Betrieb eines bereits früher errichteten zusätzlichen Nasslagers im erdbebengeschützten Notstandsgebäude außerhalb des Reaktorgebäudes genehmigt.

Tabelle 19-2 Standort-Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente

Standort-Zwischenlager bei Kernkraftwerk	Erteilung der 1. Genehmigung nach § 6 AtG	Masse SM [Mg]	Stellplätze	Baubeginn	Inbetriebnahme
Biblis (KWB)	22.09.2003	1400	135	01.03.2004	18.05.2006
Brokdorf (KBR)	28.11.2003	1000	100	05.04.2004	05.03.2007
Brunsbüttel (KKB)	28.11.2003	450	80	07.10.2003	05.02.2006
Grafenrheinfeld (KKG)	12.02.2003	800	88	22.09.2003	27.02.2006
Grohnde (KWG)	20.12.2002	1000	100	10.11.2003	27.04.2006
Gundremmingen (KRB)	19.12.2003	1850	192	23.08.2004	25.08.2006
Isar (KKI)	22.09.2003	1500	152	14.06.2004	12.03.2007
Krümmel (KKK)	19.12.2003	775	80	23.04.2004	14.11.2006
Lingen (KKE)	06.11.2002	1250	125	18.10.2000	10.12.2002
Neckarwestheim (GKN)	22.09.2003	1600	151	17.11.2003	06.12.2006
Philippsburg (KKP)	19.12.2003	1600	152	17.05.2004	19.03.2007
Unterweser (KKU)	22.09.2003	800	80	19.01.2004	18.06.2007
Obrigheim (KWO)	beantragt 2005	100	15		

Zur Minimierung von Transporten abgebrannter Brennelemente haben die Betreiber der Kernkraftwerke in den Jahren 1998 - 2000 die Errichtung von Standort-Zwischenlagern beantragt (→ Tabelle 19-2). Für den Standort Obrigheim wurde im Jahre 2005 ebenfalls ein Antrag für ein Standort-Zwischenlager gestellt, um das vorhandene Nasslager im Zuge der Stilllegung des Kernkraftwerkes räumen zu können. Zuständig für die Erteilung der Aufbewahrungsgenehmigung für die abgebrannten Brennelemente in den Zwischenlagern ist das BfS. Bei diesen Zwischenlagern handelt es sich um Trockenlager für abgebrannte Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern. Die Kapazität dieser Lager ist so bemessen, dass alle anfallenden abgebrannten Brennelemente bis zur endgültigen Einstellung des Kraftwerksbetriebes aufgenommen und dort auch über die Stilllegung des Kernkraftwerks hinaus bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers gelagert werden können. Die Betriebsdauer ist auf 40 Jahre ab Einlagerung des 1. Behälters beschränkt. Zwölf Standort-Zwischenlager sind genehmigt und in Betrieb.

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 geeignete Betriebsführung und entsprechende Planungen für die Anlagenrevisionen durch die Betreiber wird eine Minimierung des Aufkommens radioaktiver Abfälle erreicht. Die Betreiber der Kernkraftwerke führen die Behandlung, Konditionierung und Beseitigung radioaktiver Abfälle zum Teil mit Unterstützung anderer dafür spezialisierter Industrieunternehmen durch.

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

Die Verpackung, Vorbehandlung und Konditionierung der radioaktiven Abfälle werden mit qualifizierten Verfahren und soweit möglich und sinnvoll in den Kernkraftwerken selber vorgenommen.

Dabei werden für die jeweils vorgesehene Behandlung und Konditionierung die Anforderungen für die spätere Endlagerung berücksichtigt. Einrichtungen zur Vorbehandlung (z. B. zum Konzentrieren, Sortieren, Pressen und Verpacken) sind in allen Kernkraftwerken vorhanden. Dementsprechend werden z. B. nicht brennbare flüssige Abfälle konzentriert sowie nicht brennbare feste Abfälle mit Hochdruckpressen kompaktiert. Die endlagergerechte Konditionierung erfolgt in vielen Fällen durch Vertragsunternehmen, die über mobile Einrichtungen (z. B. In-Fass-Trocknungsanlagen für flüssige Konzentrate, fernbediente Unterwasser-Zerlegeeinrichtungen für mittelaktive Abfälle) verfügen und hierzu mit diesen Einrichtungen in die Kernkraftwerke kommen. Die Verbrennung brennbarer Abfälle und die Konditionierung (Zementierung) der entstehenden Aschen werden von Vertragsunternehmen in externen Anlagen durchgeführt. Die konditionierten Abfallgebinde werden vom Kernkraftwerk zurückgenommen, entweder dort gelagert oder zu zentralen (externen) Zwischenlagern gebracht.

Minimierung der Abfallmenge

Die Vorbehandlung radioaktiver Abfälle, die nicht freigegeben werden können, dient der Volumenreduzierung und der Umwandlung der Rohabfälle in handhabbare, endlagergerecht

konditionierbare Zwischenprodukte. Alle radioaktiven Abfälle werden bei ihrer Entstehung sortiert und nach Art, Inhalt und Aktivität dokumentiert. Die Strahlenschutzverordnung und die Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Reststoffe und radioaktiver Abfälle [3-60] geben hierfür die Sortierkriterien und die Erfordernisse für die Erfassung, Bestimmung der Aktivität und die Dokumentation vor. Die Abfallverursacher können dadurch jederzeit Auskunft geben über die Aktivität und den Verbleib aller radioaktiven Abfälle.

Entsorgung

Deutschland ist Mitglied des Übereinkommens über nukleare Entsorgung (Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle) [1E-3.2]. Über die Aktivitäten zur Entsorgung radioaktiver Abfälle hat Deutschland zuletzt im Rahmen der Überprüfungskonferenz im Mai 2009 berichtet. Der nächste Bericht wird für die Überprüfungskonferenz im Mai 2012 erstellt.

Freigabe

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

Behördliche Aufsicht

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

Artikel 19: Fortschritte und Veränderungen seit 2007

KTA-Regelanpassung: Anforderung an das Betriebs-, Prüf- und Notfallhandbuch

Unter Berücksichtigung der Fortentwicklung des Erkenntnisstands und der Betriebsanforderungen wurden die Festlegungen in der Regel [KTA 1201] zu Sicherheitsspezifikationen überarbeitet. Im Zuge dieser Überarbeitung erfolgte eine grundlegende Neustrukturierung der Regel [KTA 1201] mit zusätzlichen Anforderungen zum An- und Abfahren der Anlage, zum Anlagenstillstand (Nichtleistungsbetrieb). Darüber hinaus sind Anforderungen an Regelungen zur Störfallbeherrschung bei Nichtleistungsbetrieb neu aufgenommen worden. Modifiziert wurden ebenfalls die Anforderungen zum schutzzielorientierten Teil des Betriebshandbuches sowie der Übergang zum Notfallhandbuch.

Unter Berücksichtigung der Fortentwicklung des Erkenntnisstandes und der Betriebserfahrung wurden die Festlegungen in der Regel [KTA 1202] „Anforderungen an das Prüfhandbuch“ überarbeitet.

Weiterhin wurde ebenfalls eine neue KTA-Regel zu Anforderungen an das Notfallhandbuch erarbeitet [KTA 1203]. Die Anforderung der Regel [KTA 1203] wurde unterteilt in Teil 1 „Organisatorische Regelungen“ und Teil 2 „Notfallmaßnahmen“. Teil 1 enthält Anforderungen zum Aufbau der Notfallorganisation, Aufgabenverteilung, Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten. Darüber hinaus sollen die Kriterien und Verfahren zur Einberufung sowie Inkraft- und Außerkraftsetzung der Notfallorganisation beschrieben werden. Weiterhin sind Standort, Einrichtung und Ausrüstung der Notfallorganisation festzulegen. Die Zusammenarbeit mit externen Stellen, die Zutritts- und Zufahrtsregelungen sowie die radiologische Überwachung sind zu beschreiben. In Teil 2 ist für jede Notfallmaßnahme in einem kurzen Überblick die Maßnahme zu beschreiben. Zur Unterstützung der Ausführenden sind Fließdiagramme, Handlungsanweisungen für Tätigkeiten auf der Warte und vor Ort sowie Entnahmeexemplare für Tätigkeiten vor Ort bereitzustellen.

Weitere KTA-Regeländerungen aufgrund von Betriebserfahrungen

Aufgrund internationaler und nationaler Ereignisse wurde vom KTA beschlossen, eine Regel zu Managementsystemen zu entwickeln. Die KTA-Regel ist weitestgehend fertig gestellt und wird im Jahr 2010 den KTA-Fraktionen zur Diskussion zur Verfügung gestellt. Im Entwurf der KTA-Regel werden die grundsätzlichen Anforderungen (Prozessorientierung, integriertes Managementsystem sowie Überwachung, Bewertung und Verbesserung) an Managementsysteme beschrieben. In einem weiteren Kapitel werden Anforderungen an die Verantwortung und Aufgaben der Unternehmensleitung sowie der Anlagenleitung festgelegt. Nach diesen grundsätzlichen Anforderungen erfolgt ein größeres Kapitel zu Anforderungen an Prozessinhalte und -abläufe. Hierbei werden Anforderungen an praktisch alle sicherheitsrelevante Prozesse formuliert. Dazu gehören z. B. Fahren der Anlage, Änderung der Anlage, des Betriebs, der Organisation, Instandhaltung, Erfahrungsrückfluss, Kommunikation, Handhabung von Brennelementen und anderen Kernbauteilen sowie Behandlung radioaktiver Abfälle.

Aufgrund des Ereignisses in der schwedischen Anlage Forsmark im Jahr 2006 mit Störung der Eigenbedarfsversorgung und der Fortentwicklung des Kenntnisstandes zur elektrischen Eigenbedarfsversorgung der Kernkraftwerke werden drei Regeln der KTA 37er-Reihe überarbeitet.

Die KTA-Regel zum Alterungsmanagement [KTA 1403] wird erstellt.

Meldeverfahren

Die Betreiber haben ihr Informationssystem hinsichtlich der beschleunigten Erfassung und Bewertung von sicherheitstechnisch bedeutsamen Vorkommnissen im Ausland verbessert.

Artikel 19: Zukünftige Aktivitäten

Deutschland wird sich aktiv an der Weiterentwicklung der Melde- und Auswertesysteme für Betriebserfahrung bei internationalen Organisationen beteiligen. Zukünftig ist eine kontinuierliche Berichterstattung für die Öffentlichkeit über die Internetseite des BfS geplant.

Zum Betriebserfahrungsrückfluss bestehen folgende Planungen:

- Verbesserung des Rückflusses nach Weiterleitungsnachrichten hinsichtlich Inhalt und zeitlicher Rahmenbedingungen,
- Verstärkung der Aktivitäten der Länder in der internationalen Kooperation,
- Vergleiche mit den Anforderungen und Prozessen zum Erfahrungsrückfluss in anderen Aufsichtsbehörden mit dem Ziel Verbesserungsmöglichkeiten zu identifizieren,
- Auswertung von Ereignissen unterhalb der Meldeschwelle.

Die Richtlinie über die Anforderungen an die Sicherheitsspezifikation [3-4] soll inhaltlich der Regel [KTA 1201] angepasst werden.

Anhang 1 Kernkraftwerke

Anhang 1-1 Kernkraftwerke in Betrieb

	Kernkraftwerke in Betrieb Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Gesellschafter)	Typ Brutto- leistung MWe	Bau- linie	a) Antrags- datum b) Erstkritikali- tät
1	Biblis A (KWB A) Biblis Hessen	a) RWE Power b) KWU c) RWE Power 100%	DWR 1225	2	a) 11.06.1969 b) 16.07.1974
2	Biblis B (KWB B) Biblis Hessen	a) RWE Power b) KWU b) RWE Power 100%	DWR 1300	2	a) 03.05.1971 b) 25.03.1976
3	Neckarwestheim 1 (GKN 1) Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 100%	DWR 840	2	a) 02.04.1971 b) 26.05.1976
4	Brunsbüttel (KKB) Brunsbüttel Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Brunsbüttel b) AEG/KWU c) VENE 66,7%, E.ON Kernkraft 33,3%	SWR 806	69	a) 10.11.1969 b) 23.06.1976
5	Isar 1 (KKI 1) Essenbach Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100%	SWR 912	69	a) 25.06.1971 b) 20.11.1977
6	Unterweser (KKU) Esenshamm Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100%	DWR 1410	2	a) 07.04.1971 b) 16.09.1978
7	Philippsburg 1 (KKP 1) Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 100%	SWR 926	69	a) 20.02.1970 b) 09.03.1979
8	Grafenrheinfeld (KKG) Grafenrheinfeld Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100%	DWR 1345	3	a) 07.06.1973 b) 09.12.1981
9	Krümmel (KKK) Krümmel Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Krümmel b) KWU c) VENE 50%, E.ON Kernkraft 50%	SWR 1402	69	a) 18.02.1972 b) 14.09.1983
10	Gundremmingen B (KRB B) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk Gundremmingen b) KWU c) RWE Power 75%, E.ON Kernkraft 25%	SWR 1344	72	a) 15.03.1974 b) 09.03.1984
11	Grohnde (KWG) Grohnde Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 83,3%, Stadtwerke Bielefeld 16,7%	DWR 1430	3	a) 03.12.1973 b) 01.09.1984

Anhang 1-1 Kernkraftwerke in Betrieb

	Kernkraftwerke in Betrieb Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Gesellschafter)	Typ Brutto- leistung MWe	Bau- linie	a) Antrags- datum b) Erstkritikali- tät
12	Gundremmingen C (KRB C) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk Gundremmingen b) KWU c) RWE Power 75%, E.ON Kernkraft 25%	SWR 1344	72	a) 15.03.1974 b) 26.10.1984
13	Philippsburg 2 (KKP 2) Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 100%	DWR 1458	3	a) 24.06.1975 b) 13.12.1984
14	Brokdorf (KBR) Brokdorf Schleswig-Holstein	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 80%, VENE 20%	DWR 1480	3	a) 12.03.1974 b) 08.10.1986
15	Isar 2 (KKI 2) Essenbach Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 75%, Stadtwerke München 25%	DWR 1485	4 Konvoi	a) 13.02.1979 b) 15.01.1988
16	Emsland (KKE) Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerke Lippe-Ems b) KWU c) RWE Power 87,5%, E.ON Kernkraft 12,5%	DWR 1400	4 Konvoi	a) 28.11.1980 b) 14.04.1988
17	Neckarwestheim 2 (GKN 2) Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 100%	DWR 1400	4 Konvoi	a) 27.11.1980 b) 29.12.1988

Kernkraftwerke der Baulinie 1 (in Stilllegung)					
	Kernkraftwerke außer Betrieb *) Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller c) Betreiber Stilllegung	Typ Brutto- leistung MWe	Bau- linie	a) Erstkritikalität b) Abschalt- ung
	Obrigheim (KWO) Obrigheim Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) Siemens c) EnBW Kernkraft (EnKK)	DWR 357	1	a) 22.09.1968 b) 11.05.2005
	Stade (KKS) Stade Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft	DWR 672	1	a) 08.01.1972 b) 14.11.2003

Anhang 1-2 Kernkraftwerke in Stilllegung

	Kernkraftwerke außer Betrieb *) Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller c) Betreiber Stilllegung	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikali- tät b) Abschaltung
1	Versuchsatomkraftwerk (VAK) Kahl Bayern	a) Versuchsatomkraftwerk Kahl b) AEG/General Electric c) VAK	SWR 16	a) 13.11.1960 b) 25.11.1985
2	Mehrzweckforschungs- reaktor (MZFR) Eggenstein-Leopoldshafen Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerk Betriebsgesellschaft mbH b) Siemens/KWU c) Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Rückbau- und Entsorgungs-GmbH	Druckschwer- wasserreaktor 57	a) 29.09.1965 b) 03.05.1984
3	Rheinsberg (KKR) Rheinsberg Brandenburg	a) Energiewerke Nord b) VEB Kernkraftwerksbau Berlin c) Energiewerke Nord	DWR (VWER) 70	a) 11.03.1966 b) 01.06.1990
4	Gundremmingen A (KRB A) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk RWE- Bayern- werk b) AEG/General Electric c) Kernkraftwerk Gund- remmingen	SWR 250	a) 14.08.1966 b) 13.01.1977
5	Atomversuchskraftwerk (AVR) Jülich Nordrhein-Westfalen	a) Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor b) BBC/Krupp Reaktorbau (BBK) c) AVR	HTR 15	a) 26.08.1966 b) 31.12.1988
6	Lingen (KWL) Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerk Lingen b) AEG/KWU c) Kernkraftwerk Lingen	SWR 252	a) 31.01.1968 b) 05.01.1977
7	Obrigheim (KWO) Obrigheim Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) Siemens c) EnBW Kernkraft (EnKK)	DWR 357	a) 22.09.1968 b) 11.05.2005
8	Heißdampfreaktor (HDR) Großwelzheim Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe b) AEG	Heißdampf- reaktor 25	a) 14.10.1969 b) 20.04.1971 vollständig abgebaut
9	Würgassen (KWW) Würgassen Nordrhein-Westfalen	a) E.ON Kernkraft b) AEG/KWU c) E.ON Kernkraft	SWR 670	a) 22.10.1971 b) 26.08.1994
10	Stade (KKS) Stade Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft	DWR 672	a) 08.01.1972 b) 14.11.2003

Anhang 1-2 Kernkraftwerke in Stilllegung

	Kernkraftwerke außer Betrieb *) Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller c) Betreiber Stilllegung	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikali- tät b) Abschaltung
11	Niederaichbach (KKN) Niederaichbach Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe b) Siemens	Druckröhren- reaktor 106	a) 17.12.1972 b) 31.07.1974 vollständig abgebaut
12	Greifswald 1 (KGR 1) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 440	a) 03.12.1973 b) 18.12.1990
13	Greifswald 2 (KGR 2) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 440	a) 03.12.1974 b) 14.02.1990
14	Greifswald 3 (KGR 3) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 440	a) 06.10.1977 b) 28.02.1990
15	Kompakte natriumgekühlte Reaktoranlage (KNK II) Karlsruhe Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerkbetriebs- gesellschaft b) Interatom c) Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Rückbau- und Entsorgungs-GmbH	SNR 21	a) 10.10.1977 b) 23.08.1991
16	Greifswald 4 (KGR 4) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 440	a) 22.07.1979 b) 02.06.1990
17	Thorium-Hochtemperatur- reaktor (THTR 300) Hamm-Uentrop Nordrhein-Westfalen	a) Hochtemperatur Kernkraftwerk b) BBC/HRB/NUKEM c) Hochtemperatur Kernkraft GmbH (HKG)	HTR 308	a) 13.09.1983 b) 29.09.1988
18	Mülheim-Kärlich (KMK) Mülheim-Kärlich Rheinland-Pfalz	a) RWE Power b) BBR c) RWE Power	DWR 1302	a) 01.03.1986 b) 09.09.1988
19	Greifswald 5 (KGR 5) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 440	a) 26.03.1989 b) 30.11.1989

eingestellte Projekte

Anhang 1-2 Kernkraftwerke in Stilllegung

	Kernkraftwerke außer Betrieb *) Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller c) Betreiber Stilllegung	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikali- tät b) Abschaltung
20	Greifswald 6 (KGR 6) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	Projekt einge- stellt
21	Greifswald 7 (KGR 7) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	Projekt einge- stellt
22	Greifswald 8 (KGR 8) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	Projekt einge- stellt
23	SNR 300 Kalkar Nordrhein-Westfalen	a) Schnell-Brüter Kernkraftwerksgesellschaft b) INTERATOM/ BELGONUCLEAIRE/ NERATOOM	SNR 327	Projekt einge- stellt 20.03.1991
24	Stendal A Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 1000	Projekt einge- stellt
25	Stendal B Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 1000	Projekt einge- stellt

*) stillgelegt bzw. abgeschaltet

Anhang 2 Forschungsreaktoren

Anhang 2-1 Forschungsreaktoren in Betrieb

	Forschungsreaktor Standort	Betreiber	Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [$\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$]	Erstkritikalität
1	FRG-1 Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht GmbH	Schwimmbad/MTR 5 MW $< 1,4 \cdot 10^{14}$	23.10.1958
2	SUR Stuttgart Baden-Württemberg	Universität Stuttgart Institut für Kernenergetik und Energiesysteme	SUR-100 100 mW $< 5 \cdot 10^6$	24.08.1964
3	FRMZ Mainz Rheinland-Pfalz	Universität Mainz Institut für Kernchemie	Schwimmbad/ TRIGA Mark II 0,1 MW $< 4 \cdot 10^{12}$	03.08.1965
4	SUR Aachen Nordrhein-Westfalen	RWTH Aachen Institut für elektrische Anla- gen und Energiewirtschaft	SUR-100 100 mW $< 5 \cdot 10^6$	22.09.1965 Kernbrennstoff entladen
5	SUR Ulm Baden-Württemberg	Fachhochschule Ulm Labor für Strahlenmess- technik und Reaktortechnik	SUR-100 100 mW $< 5 \cdot 10^6$	01.12.1965
6	SUR Hannover Niedersachsen	Universität Hannover Institut für Werkstoffkunde	SUR-100 100 mW $< 5 \cdot 10^6$	09.12.1971 Kernbrennstoff entladen
7	SUR Furtwangen Baden-Württemberg	Fachhochschule Furtwangen	SUR-100 100 mW $< 5 \cdot 10^6$	28.06.1973
8	BER II Berlin	Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie GmbH	Schwimmbad/MTR 10 MW $< 1,5 \cdot 10^{14}$	09.12.1973
9	AKR-2 Dresden Sachsen	Technische Universität Dres- den Institut für Energietechnik	SUR-Typ 2 W $< 3 \cdot 10^7$	22.03.2005 (AKR-1: 28.07.1978)
10	FRM-II Garching Bayern	Technische Universität Mün- chen	Schwimmbad/ Kompaktkern 20 MW $< 8 \cdot 10^{14}$	02.03.2004

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

	Forschungsreaktoren in Stilllegung, bzw. Stilllegung beschlossen Standort	Betreiber	Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [$\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung c) Status
1	FRM Garching Bayern	Technische Universität München	Schwimmbad/MTR 4 MW $< 7 \cdot 10^{13}$	a) 31.10.1957 b) 28.07.2000 c) 14.12.1998 AS ¹
2	RFR Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungstechnik und Analytik Rossendorf (VKTA)	Tank-Typ/ WWR-S(M) 10 MW $< 1,2 \cdot 10^{14}$	a) 16.12.1957 b) 27.06.1991 c) 01.02.2005 4. TSG ²
3	FR-2 Karlsruhe Baden-Württemberg	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Rückbau- und EntsorgungsgmbH	Tank-Typ/ D ₂ O-Reaktor 44 MW $< 10^{14}$	a) 07.03.1961 b) 21.12.1981 c) 20.11.1996 SE ³
4	FRJ-2 (DIDO) Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Tank-Typ/ D ₂ O-Reaktor 23 MW $< 10^{14}$	a) 14.11.1962 b) 02.05.2006 c) 27.04.2007 AS
5	FRG-2 Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht	Schwimmbad/MTR 15 MW $< 1,5 \cdot 10^{14}$	a) 16.03.1963 b) 28.01.1993 c) 17.01.1995 Genehm. Außerbetriebnahme und Teilabbau
6	SUR Berlin	Technische Universität Berlin Institut für Energietechnik	SUR-100 100 mW $< 5 \cdot 10^6$	a) 26.07.1963 b) 15.10.2007 c) 01.12.2008 SG ⁴
7	FMRB Braunschweig Niedersachsen	Physikalisch Technische Bundesanstalt Braunschweig	Schwimmbad/MTR 1 MW $< 6 \cdot 10^{12}$	a) 03.10.1967 b) 19.12.1995 c) Anlage bis auf Zwischenlager aus AtG entlassen
8	FRN Oberschleißheim Bayern	Helmholtz Zentrum München - Deutsches Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit GmbH	Schwimmbad/ TRIGA Mark III 1 MW $< 3 \cdot 10^{13}$	a) 23.08.1972 b) 16.12.1982 c) 24.05.1984 SE

¹ AS Antrag auf Stilllegung
³ SE Sicherer Einschluss

² TSG Teilstilllegungsgenehmigung
⁴ SG Stilllegungsgenehmigung

Anhang 2-3 Forschungsreaktoren, abgewickelte Projekte

	Demontierte bzw. abgewickelte Pro- jekte Standort	Betreiber	Typ therm. Leistung th. n-Fluss [$\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
1	FRF 1 Frankfurt Hessen	Johann Wolfgang Goethe Universität Frankfurt	Homogener Reak- tor 10 kW < 10^{12}	a) 10.01.1958 b) 19.03.1968
2	BER I Berlin	Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie GmbH	Homogener Reak- tor 50 kW < 10^{12}	a) 24.07.1958 b) 1972
3	SAR Garching Bayern	Technische Universität Mün- chen	Argonaut 1 kW < $2,4 \cdot 10^{11}$	a) 23.06.1959 b) 31.10.1968
4	SUA Garching Bayern	Technische Universität Mün- chen	Unterkritische Anordnung	a) 6/1959 b) 1968
5	AEG Prüfreaktor PR-10 Karlstein Bayern	Kraftwerk Union	Argonaut 180 W $2,5 \cdot 10^{10}$	a) 27.01.1961 b) 1976
6	FRJ-1 (MERLIN) Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Schwimmbad/MTR 10 MW < 10^{14}	a) 24.02.1962 b) 22.03.1985
7	SUR-M Garching Bayern	Technische Universität Mün- chen	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 28.02.1962 b) 10.08.1981
8	RRR Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungs- technik und Analytik Rossen- dorf (VKTA)	Argonau 1 kW < $1,5 \cdot 10^{11}$	a) 16.12.1962 b) 25.09.1991
9	STARK Eggenstein- Leopoldshafen Baden-Württemberg	Karlsruher Institut für Techno- logie	Argonaut 10 W < $1,4 \cdot 10^8$	a) 11.01.1963 b) 3/1976
10	SUR-DA Darmstadt Hessen	Technische Hochschule Darmstadt	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 23.09.1963 b) 22.02.1985
11	ANEX Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht	Kritische Anord- nung 100 W < $2 \cdot 10^8$	a) 5/1964 b) 05.02.1975

Anhang 2-3 Forschungsreaktoren, abgewickelte Projekte

	Demontierte bzw. abgewickelte Pro- jekte Standort	Betreiber	Typ therm. Leistung th. n-Fluss [$\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
12	SUAK Eggenstein- Leopoldshafen Baden-Württemberg	Karlsruher Institut für Techno- logie	Unterkritische Anordnung	a) 20.11.1964 b) 07.12.1978
13	SUR-HH Hamburg	Fachhochschule Hamburg	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 15.01.1965 b) 8/1992
14	SUR-KA Eggenstein- Leopoldshafen Baden-Württemberg	Karlsruher Institut für Techno- logie	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 07.03.1966 b) 9/1996
15	SUR-KI Kiel Schleswig-Holstein	Fachhochschule Kiel	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 29.03.1966 b) 11.12.1997
16	TRIGA HD I Heidelberg Baden-Württemberg	Deutsches Krebsforschungs- zentrum	Schwimmbad/ TRIGA Mark I 0,25 MW < 10^{13}	a) 26.08.1966 b) 31.03.1977
17	SNEAK Eggenstein- Leopoldshafen Baden-Württemberg	Karlsruher Institut für Techno- logie	Homogener Reak- tor 1 kW < $7 \cdot 10^6$	a) 15.12.1966 b) 11/1985
18	ADIBKA (L77A) Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Homogener Reak- tor 100 W < $2,8 \cdot 10^8$	a) 18.03.1967 b) 30.10.1972
19	AEG Nullenergie Reaktor Karlstein Bayern	Kraftwerk Union	Tank-Typ/ Kritische Anord- nung 100 W < 10^8	a) 6/1967 b) 1973
20	SUR-HB Bremen	Hochschule Bremen	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 10.10.1967 b) 17.06.1993
21	NS OTTO HAHN Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht	DWR Schiffsreak- tor 38 MW < $2,8 \cdot 10^{13}$	a) 26.08.1968 b) 22.03.1979

Anhang 2-3 Forschungsreaktoren, abgewickelte Projekte

	Demontierte bzw. abgewickelte Pro- jekte Standort	Betreiber	Typ therm. Leistung th. n-Fluss [$\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
22	RAKE Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungs- technik und Analytik Rossen- dorf (VKTA)	Tank-Typ/ Kritische Anord- nung 10 W $< 1 \cdot 10^8$	a) 03.10.1969 b) 26.11.1991
23	KEITER Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Kritische Anord- nung 1 W $< 2 \cdot 10^7$	a) 15.06.1971 b) 1982
24	FRH Hannover Niedersachsen	Medizinische Hochschule Hannover	Schwimmbad/ TRIGA Mark I 0,25 MW $< 8,5 \cdot 10^{12}$	a) 31.01.1973 b) 18.12.1996
25	KAHTER Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Kritische Anord- nung 100 W $< 2,2 \cdot 10^8$	a) 02.07.1973 b) 03.02.1984
26	TRIGA HD II Heidelberg Baden-Württemberg	Deutsches Krebsforschungs- zentrum	Schwimmbad/ TRIGA Mark I 0,25 MW $< 10^{13}$	a) 28.02.1978 b) 30.11.1999
27	ZLFR Zittau Sachsen	Hochschule Zittau/Görlitz Fachbereich Maschinenwe- sen	Tank-Typ/WWR-M 10 W $< 2 \cdot 10^8$	a) 25.05.1979 b) 24.03.2005
28	FRF 2 Frankfurt Hessen	Johann Wolfgang Goethe Universität Frankfurt	modifizierter TRIGA 1 MW $< 3 \cdot 10^{13}$	a) keine Kritikalität b) Errichtung seit 1973, kein Betrieb, Projekt eingestellt

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

Ebene 3, Störfälle	DWR
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 – Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall) – Leckagen von Frischdampfleitungen bis 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, sonst 2F (F: offene Querschnittsfläche der Rohrleitung)	
3-2 Störfälle mit Kühlmittelverlust Für die Kühlmittelumschließung in typischen Lagen zu unterstellende Leckquerschnitte: – Leckquerschnitt < 120 cm² 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 Störfälle	DWR
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	

Ebene 3, Störfälle	SWR
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 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 Störfälle	SWR
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	

Anhang 4 Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale, DWR und SWR

1. Druckführende Umschließung**DWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 1	Baulinie 2	Baulinie 3	Baulinie 4
Anzahl der Loops:	2 oder 4	3 oder 4	4	4
Prüffähigkeit der Konstruktion für zerstörungsfreie Prüfungen:	Ja, mit kleineren Einschränkungen		Ja	
Konstruktion:				
– nahtlose Schmiederinge für Behälter	Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger (nur Primärseite)		Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Druckhalter	
– nahtlose Rohre	Hauptkühlmittelleitung mit kleineren Einschränkungen		Hauptkühlmittelleitung	
Werkstoffe:				
– alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle mit stabilisierter austenitischer Plattierung	alle Komponenten und Rohrleitungen mit Nennweite > 400 mm			wie Baulinie 1-3, aber optimierte Qualitäten
– alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	alle Rohrleitungen mit Nennweite < 400 mm und Komponenteneinbauten			
– korrosionsbeständiger Dampferzeuger-Heizrohrwerkstoff (Incoloy 800)	Ja (nach Austausch der Dampferzeuger bei einer Anlage)	Ja		
Umsetzung des Bruchabschlusskonzeptes:	Nachqualifizierung		vor Inbetriebnahme	von Beginn der Planung
Verringerung der Neutronenversprödung:	Einsatz von Dummy-Elementen und besonderes Brennelementmanagement	Optimierter Schweißwerkstoff und Vergrößerung des Wasserspalts im Reaktordruckbehälter zur Verringerung der Neutronenfluenz		

1. Druckführende Umschließung**SWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
in den Reaktordruckbehälter integrierte Umwälzpumpen:	8 bis 10	8
Prüffähigkeit der Konstruktion für zerstörungsfreie Prüfungen:	Ja, mit kleineren Einschränkungen	Ja
Konstruktion:		
– nahtlose Schmiederinge für Reaktordruckbehälter	Nein	Ja, außer: Deckel, Bodenkalotte
– nahtlose Rohre	Ja, nach Rohrleitungsaustausch	Ja
Werkstoffe:		
– alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle	Reaktordruckbehälter, Frischdampf- und Speisewasserleitung	
– alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	Rohrleitungen *), z. T. umgerüstet durch Austausch, außerdem Reaktordruckbehältereinbauten und -plattierung	
Umsetzung des Bruchausschlusskonzeptes	Nachqualifizierung z. T. durch Rohrleitungsaustausch	Von Beginn der Planung; in der Begutachtung **)
Verringerung der Neutronenversprödung	Besonderes Brennelementmanagement („low leakage Beladung“)	

*) für KRB II: es sind ausschließlich stabilisiert austenitische Rohrleitungen eingesetzt

**) für KRB II: Der Bruchausschluss wurde mit einer Änderungsgenehmigung behördlich genehmigt

2. Kernnotkühlung**DWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 1	Baulinie 2	Baulinie 3	Baulinie 4
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 oder 4 Flutbecken		
Förderhöhe Niederdruckpumpen	1 Anlage 8 bar 1 Anlage 18 bar	Ca. 10 bar		
Druckspeicher (Einspeisedruck)	1 pro Loop (26 bar); 1 Anlage ohne Druckspeicher	1 oder 2 pro Loop (25 bar)	2 pro Loop (25 bar)	
Sumpfleitung vor der äußeren Absperrung	Einfachrohr (1 Anlage ohne Sumpfleitung)	Doppelrohr, teilweise mit Dichtheitsüberwachung	Doppelrohr mit Dichtheitsüberwachung	
Aufstellungsort der aktiven 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 motorbetätigte Entlastungsventile	11 Sicherheits- und Entlastungsventile, zusätzlich 3 motorbetätigte Entlastungsventile
Mitteldruckeinspeisesystem	Nein	1 Strang (ZUNA; 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 verbundem Gebäude

3. Sicherheitsbehälter**DWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 1	Baulinie 2	Baulinie 3	Baulinie 4
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 (Hauptstruktur)	BH36KA; HSB50S	FB70WS; FG47WS; BHW33	FG51WS; 15MnNi63; Aldur 50/65D	15MnNi63
Wandstärke Stahlhülle im ungestörten Kugelbereich	Bis 25 mm	Bis 29 mm	Bis 38 mm	38 mm
Schleusen:				
– Materialschleuse	Einfachdichtungen oder Doppeldichtungen ohne Absaugung	Doppeldichtungen mit Absaugung		
– Personenschleuse	Einfachdichtungen oder Doppeldichtungen ohne Absaugung	Doppeldichtungen mit Absaugung		
– Notschleuse	Eine mit Einfachdichtungen	Eine mit Doppeldichtungen und Absaugung	Zwei mit Doppeldichtungen und Absaugung	
Durchdringungen:				
– Frischdampfleitung	Eine Abschlussarmatur außen			
– Speisewasserleitung	Eine Abschlussarmatur innen und außen			
– Notkühl- und Hilfsysteme	Eine Abschlussarmatur innen und außen mit einzelnen Ausnahmen			Eine Abschlussarmatur innen und außen
– Lüftungssysteme	Eine Abschlussarmatur innen und außen			

3. Sicherheitsbehälter**SWR**

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

4. Begrenzungen und Sicherheitsleittechnik, einschließlich Reaktorschutz

DWR

4.1 Begrenzungen

Auslegungsmerkmale	Baulinie 1	Baulinie 2	Baulinie 3	Baulinie 4
Reaktorleistungs- begrenzung	1 Anlage ja, 1 Anlage nein	Ja		
Steuerstabfahrbegrenzung	Ja (Überwachung Abschaltreaktivität)			
Kühlmitteldruck-, Kühlmit- telmassen-, Temperatur- gradientenbegrenzung	Kühlmittel- druck	Teilweise	Ja	

4.2 Sicherheitsleittechnik einschließlich Reaktorschutz

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

4. Begrenzungen und Sicherheitsleittechnik, einschließlich Reaktorschutz

SWR

4.1 Begrenzungen

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Reaktorleistungs- begrenzung fest	Ja, Reduzierung Drehzahl Zwangsumwälzpumpen	
Reaktorleistungs- begrenzung gleitend	Ja, Steuerstabausfahrverriegelung Hochfahrsperrung für Zwangsumwälzpumpen	
Lokale Leistungsbegren- zung	Ja Steuerstabausfahr- verriegelung	Ja, Steuerstabausfahr- verriegelung und Reduzierung Drehzahl Zwangsumwälzpumpen

4.2 Sicherheitsleittechnik einschließlich Reaktorschutz

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Anregekriterien aus Stör- fallanalyse abgeleitet	Im wesentlichen ja	Ja
Unterschiedliche physikali- sche 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 Sicher- heitseinrichtungen	Bis auf wenige Ausnahmen werden alle Aktionen automatisch ausgeführt und Handmaßnahmen sind frühestens 30 min nach Störfalleintritt erforderlich.	

5. Elektrische Energieversorgung**DWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 1	Baulinie 2	Baulinie 3	Baulinie 4
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	2 - 6 Stränge mit mindestens 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 bzw. 4 x 2 Stränge	2 x 3 Stränge
Sicherstellung Gleichspannungsversorgung	Mindestens 2 Stunden	
Strangtrennung	Teilweise vermaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	Weitgehend entmaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze

6. Schutz gegen äußere Einwirkungen**DWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 1	Baulinie 2	Baulinie 3	Baulinie 4
Erdbeben	Auslegung der sicherheitsrelevanten Anlagenteile mit standortspezifischen Lastannahmen			
Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle	Keine Auslegung, nachträgliche Risikobewertung, separate Notstandssysteme	Unterschiedliche Auslegung, separate Notstandssysteme	Auslegung gemäß Regelwerk (→ 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	Auslegung gemäß Regelwerk (→ Kap. 17 (i)), Notstandssysteme in Sicherheitssysteme integriert

Anhang 5 Referenzliste kerntechnisches Regelwerk

(Auswahl betreffend Kernkraftwerke; Struktur und Reihenfolge der Referenzen folgen weitgehend dem "Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
<http://www.bfs.de/de/bfs/recht/rsh>)

Gliederung

- 1 Rechtsvorschriften
 - 1A Nationales Atom- und Strahlenschutzrecht
 - 1B Rechtsvorschriften, die im Bereich der Sicherheit kerntechnischer Anlagen und des Strahlenschutzes 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 Relevante Vorschriften und Empfehlungen
- 5 Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)

1 Rechtsvorschriften

1A Nationales Atom- und Strahlenschutzrecht

- 1A-1 **Grundgesetz** für die Bundesrepublik Deutschland vom 23. Mai 1949 (BGBl.I 1949, Nr. 1, S. 1), geändert bzgl. Kernenergie durch Gesetz vom 23. Dezember 1959, betreffend Artikel 74 Nr. 11a und 87c (BGBl.I 1959, Nr. 56, S. 813), erneut geändert bzgl. Kernenergie durch Gesetz vom 28. August 2006 betreffend Artikel 73, 74 und 87c (BGBl.I 2006, Nr. 41, S. 2034)
- 1A-2.1 **Organisationserlass** des Bundeskanzlers vom 5. Juni 1986 (BGBl.I 1986, Nr. 25, S. 864) zur Bildung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
- 1A-2.2 **Organisationserlass** des Bundeskanzlers vom 16. Juli 1999 (BGBl.I 1999, Nr. 40, S. 1723)
Hinweis: Zuständigkeit für Bereich Strahlenschutz in der Radiologie an BMU übertragen
- 1A-2.3 Gesetz über die Errichtung eines **Bundesamtes für Strahlenschutz** - BAStlSchG - vom 9. Oktober 1989 (BGBl.I 1989, Nr. 47, S. 1830), zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 3. Mai 2000 (BGBl.I 2000, Nr. 20, S. 636)
- 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 1985, Nr. 41, S. 1565), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 17. März 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 15, S. 556)
- o **Hinweis:** geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 40, S. 1793), diese Änderung tritt erst in Kraft, wenn das Protokoll vom 12. Februar 2004 zur Änderung des Übereinkommens vom 29. Juli 1960 über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie in der Fassung des Zusatzprotokolls vom 28. Januar 1964 und des Protokolls vom 16. November 1982 nach seinem Artikel 20 in Kraft tritt (vgl. 1E-5.1 Pariser Übereinkommen)
- 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 1990, Nr. 35, S. 885 und 1226), soweit dabei radioaktive Stoffe, insbesondere Radonfolgeprodukte, anwesend sind:
- **Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz** – AtStlSV - vom 11. Oktober 1984 (GBl. (DDR) I 1984, Nr. 30, S. 341) und **Durchführungsbestimmung zur Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz** – AtStlSVDBest - vom 11. Oktober 1984 (GBl. (DDR) I 1984, Nr. 30, S. 348, berichtigt GBl. (DDR) I 1987, Nr. 18, S. 196)
 - **Anordnung zur Gewährleistung des Strahlenschutzes bei Halden und industriellen Absetzanlagen und bei Verwendung darin abgelagerter Materialien** - StrSAbAnO - vom 17. November 1990 (GBl. (DDR) I 1990, Nr. 34, S. 347)
- 1A-5 Gesetz zum vorsorgenden Schutz der Bevölkerung gegen Strahlenbelastung (**Strahlenschutzvorsorgegesetz** - StrVG) vom 19. Dezember 1986 (BGBl.I 1986, Nr. 69, S. 2610), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 8. April 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 14, S. 686)
- 1A-8 Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (**Strahlenschutzverordnung** - StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 38, S. 1714), zuletzt geändert durch Artikel 3 des Gesetzes vom 13. Dezember 2007 (BGBl.I 2007, Nr. 65, S. 2930), Dosiskoeffizienten in BAnz 2001, Nr. 16
- o **Hinweis:** geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 40, S. 1793), diese Änderung tritt erst in Kraft, wenn das Protokoll vom 12. Februar 2004 zur Änderung des Übereinkommens vom 29. Juli 1960 über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie in der Fassung des Zusatzprotokolls vom 28. Januar 1964 und des Protokolls vom 16. November 1982 nach seinem Artikel 20 in Kraft tritt (vgl. 1E-5.1 Pariser Übereinkommen)
- 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, S. 180), zuletzt geändert durch Artikel 4 des Gesetzes vom 9. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 58, S. 2819)
- 1A-11 Verordnung über die Deckungsvorsorge nach dem Atomgesetz (**Atomrechtliche Deckungsvorsorge-Verordnung** - AtDeckV) vom 25. Januar 1977 (BGBl.I 1977, Nr. 8, S. 220), zuletzt geändert durch Artikel 9 Absatz 12 des Gesetzes vom 23. November 2007 (BGBl.I 2007, Nr. 59, S. 2631)

- 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 1982, Nr. 16, S. 562), zuletzt geändert durch Verordnung vom 6. Juli 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 33, S. 1476)
- 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, S. 1766), zuletzt geändert durch Verordnung vom 18. Juni 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 36, S. 1869), in Überarbeitung
- 1A-18 Verordnung über die Verbringung radioaktiver Abfälle in das oder aus dem Bundesgebiet (**Atomrechtliche Abfallverbringungsverordnung** - AtAV) vom 30. April 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 24, S. 1000)
- 1A-19 Verordnung für die Überprüfung der Zuverlässigkeit zum Schutz gegen Entwendung oder erhebliche Freisetzung radioaktiver Stoffe nach dem Atomgesetz (**Atomrechtliche Zuverlässigkeitsüberprüfungs-Verordnung** - AtZÜV) vom 1. Juli 1999 (BGBl.I 1999, Nr. 35, S. 1525), zuletzt geändert durch Artikel 14 des Gesetzes vom 11. Oktober 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 73, S. 3970)
- 1A-20 Verordnung zur Abgabe von kaliumiodidhaltigen Arzneimitteln zur Iodblockade der Schilddrüse bei radiologischen Ereignissen (**Kaliumiodidverordnung** - KIV) vom 5. Juni 2003 (BGBl.I 2003, Nr. 25, S. 850), zuletzt geändert durch Artikel 70 des Gesetzes vom 21. Juni 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 39, S. 1818)
- 1A-21 **Kostenverordnung zum Atomgesetz** - AtKostV - vom 17. Dezember 1981 (BGBl.I 1981, Nr. 56, S. 1457), zuletzt geändert durch Artikel 4 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 40, S. 1793)
- 1A-22 Verordnung zur Festlegung einer Veränderungssperre zur Sicherung der Standorterkundung für eine Anlage zur Endlagerung radioaktiver Abfälle im Bereich des Salzstocks Gorleben (**Gorleben-Veränderungssperren-Verordnung** - Gorleben VSpV) vom 25. Juli 2005 (BAnz 2005, Nr. 153a)

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

- 1B-1 **Verwaltungsverfahrensgesetz** - VwVfG - vom 25. Mai 1976 (BGBl.I 1976, Nr. 59, S. 1253), Neufassung vom 23. Januar 2003 (BGBl.I 2003, Nr. 4, S. 102), zuletzt geändert durch Artikel 2 Absatz 1 des Gesetzes vom 14. August 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 54, S. 2827)
- 1B-2.1 **Umweltinformationsgesetz** - UIG - vom 22. Dezember 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 73, S. 3704)
- 1B-2.2 **Umweltinformationskostenverordnung** - UIGKostV - vom 7. Dezember 1994 (BGBl.I 1994, Nr. 88, S. 3732), Neufassung vom 23. August 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 45, S. 2247), zuletzt geändert durch Artikel 4 des Gesetzes vom 22. Dezember 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 73, S. 3704)
- 1B-3 **Umweltverträglichkeitsprüfungsgesetz** - UVPG - vom 12. Februar 1990 (BGBl.I 1990, Nr. 6, S. 205), Neufassung vom 24. Februar 2010 (BGBl.I 2010, Nr. 7, S. 94)
- 1B-4 **Umweltauditgesetz** - UAG - vom 7. Dezember 1995 (BGBl.I 1995, Nr. 61, S. 1591), Neufassung vom 4. September 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 64, S. 3490) zuletzt geändert durch Artikel 11 des Gesetzes vom 17. März 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 10, S. 399)
- 1B-10 **Umwelthaftungsgesetz** - UmweltHG - vom 10. Dezember 1990 (BGBl.I 1990, Nr. 67, S. 2634), zuletzt geändert durch Artikel 9 Absatz 5 des Gesetzes vom 23. November 2007 (BGBl.I 2007, Nr. 59, S. 2631)
- 1B-11 **Strafgesetzbuch** - StGB - vom 15. Mai 1871 (RGBl. S. 127), Neufassung vom 13. November 1998 (BGBl.I 1998, Nr. 75, S. 3322), zuletzt geändert durch Artikel 3 des Gesetzes vom 2. Oktober 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 66, S. 3214)
- 1B-14 **Raumordnungsgesetz** - ROG - vom 18. August 1997 (BGBl.I 1997, Nr. 59, S. 2081), Neufassung durch Gesetz vom 22. Dezember 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 65, S. 2986), zuletzt geändert durch Artikel 9 des Gesetzes vom 31. Juli 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 51, S. 2585)

- 1B-16 Gesetz zum Schutz vor schädlichen Umwelteinwirkungen durch Luftverunreinigungen, Geräusche, Erschütterungen und ähnliche Vorgänge (**Bundes-Immissionsschutzgesetz** - BImSchG) vom 26. September 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 71, S. 3830), zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 11. August 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 53, S. 2723); mit diversen Verordnungen
- 1B-24 **Kreislaufwirtschafts- und Abfallgesetz** - KrW-/AbfG - vom 27. August 1994 (BGBl.I 1994, Nr. 66, S. 2705), zuletzt geändert durch Artikel 3 des Gesetzes vom 11. August 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 53, S. 2723)
- 1B-27 **Wasserhaushaltsgesetz** - WHG - vom 31. Juli 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 51, S. 2585)
- 1B-29 Gesetz über Naturschutz und Landschaftspflege (**Bundesnaturschutzgesetz** – BNatSchG) vom 29. Juli 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 51, S. 2542)
- 1B-31 Verordnung zum Schutz vor Gefahrstoffen (**Gefahrstoffverordnung** - GefStoffV) vom 23. Dezember 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 74, S. 3759), zuletzt geändert durch Artikel 2 der Verordnung vom 18. Dezember 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 62, S. 2768)
- 1B-32 Verordnung über die Qualität von Wasser für den menschlichen Gebrauch (**Trinkwasserverordnung** - TrinkwV 2001) vom 21. Mai 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 24, S. 959), zuletzt geändert durch Artikel 363 der Verordnung vom 31. Oktober 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 50, S. 2407)
- 1B-33 Gesetz über technische Arbeitsmittel und Verbrauchsprodukte (**Geräte- und Produktsicherheitsgesetz** - GPSG) vom 6. Januar 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 1, S. 2), zuletzt geändert durch Artikel 3 Absatz 33 des Gesetzes vom 7. Juli 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 42, S. 1970)
- 14. GPSGV- **Druckgeräteverordnung** vom 27. September 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 70, S. 3777), zuletzt geändert durch Artikel 21 des Gesetzes vom 6. Januar 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 1, S. 2)
Hinweis: "Geräte, die speziell zur Verwendung in kerntechnischen Anlagen entwickelt wurden und deren Ausfall zu einer Freisetzung von Radioaktivität führen kann" sind hier ausgenommen
- 1B-34 Verordnung über Sicherheit und Gesundheitsschutz bei der Bereitstellung von Arbeitsmitteln und deren Benutzung bei der Arbeit, über Sicherheit beim Betrieb überwachungsbedürftiger Anlagen und über die Organisation des betrieblichen Arbeitsschutzes (**Betriebsicherheitsverordnung** - BetrSichV) vom 27. September 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 70, S. 3777), zuletzt geändert durch Artikel 8 der Verordnung vom 18. Dezember 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 62, S. 2768)
- Hinweis: es bleiben "atomrechtliche Vorschriften des Bundes und der Länder unberührt, soweit in ihnen weitergehende oder andere Anforderungen gestellt oder zugelassen werden."
- 1B-37.1 **Unfallverhütungsvorschrift Kernkraftwerke** (BGV C16, bisher VBG30) vom 1. Januar 1987 in der Fassung vom 1. Januar 1997 und **Durchführungsanweisung zur Unfallverhütungsvorschrift Kernkraftwerk** (DA zu BGV C16 VGB30) vom 1. Januar 1987 (Berufgenossenschaftliches Vorschriften- und Regelwerk)
- 1B-38 Gesetz über Betriebsärzte, Sicherheitsingenieure und andere **Fachkräfte für Arbeitssicherheit** - ASiG - vom 12. Dezember 1973 (BGBl.I 1973, Nr. 105, S. 1885), zuletzt geändert durch Artikel 226 der Verordnung vom 31. Oktober 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 50, S. 2407)
- 1B-39 **Lebensmittel-, Bedarfsgegenstände- und Futtermittelgesetzbuch** - LFGB - vom 1. September 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 55, S. 2618), Neufassung vom 24. Juli 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 47, S. 2205), geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 3. August 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 52, S. 2630)
- 1B-40 Gesetz über den Verkehr mit Lebensmitteln, Tabakerzeugnissen, kosmetischen Mitteln und sonstigen Bedarfsgegenständen (**Lebensmittel- und Bedarfsgegenständegesetz** - LMG 1974) vom 15. August 1974 (BGBl.I 1975, Nr. 17, S. 2652), Neufassung und Umbenennung in „**Vorläufiges Tabakgesetz**“ vom 9. September 1997 (BGBl.I 1997, Nr. 63, S. 2296), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 21. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 35, S. 3365)
- 1B-41 **Bedarfsgegenständeverordnung** - BedGgstV - vom 10. April 1992 (BGBl.I 1992, Nr. 20, S. 866), Neufassung vom 23. Dezember 1997 (BGBl.I 1998, Nr. 1, S. 5), zuletzt geändert durch Verordnung vom 23. September 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 62, S. 3130)
- 1B-42.1 **Informationsfreiheitsgesetz** - IFG - vom 5. September 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 57, S. 2722)
- 1B-42.2 **Informationsgebührenverordnung** - IFGGebV - vom 2. Januar 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 1, S. 6)

- 1B-44 Gesetz über ergänzende Vorschriften zu Rechtsbehelfen in Umweltangelegenheiten nach der EG-Richtlinie 2003/35/EG (**Umwelt-Rechtsbehelfsgesetz** - UmwRG) vom 7. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 58, S. 2816), zuletzt geändert durch Artikel 15 des Gesetzes vom 31. Juli 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 51, S. 2585)
- 1B-45 Gesetz über den Zivilschutz und die Katastrophenhilfe des Bundes (**Zivilschutz- und Katastrophenhilfegesetz** - ZSKG) vom 25. März 1997 (BGBl.I 1997, Nr. 21, S. 726), zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 29. Juli 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 49, S. 2350)
- 1B-46.1 Verordnung über die **Berufsausbildung zur Fachkraft für Schutz und Sicherheit** - SchSiServAusbV- vom 21. Mai 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 21, S. 932)
Hinweis: Verordnung nebst Rahmenlehrplan veröffentlicht in BAnz. 2008, Nr. 130a
- 1B-46.2 Verordnung über die **Berufsausbildung zur Servicekraft für Schutz und Sicherheit** - SchSiServAusbV - vom 21. Mai 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 21, S. 940)
Hinweis: Verordnung nebst Rahmenlehrplan veröffentlicht in BAnz. 2008, Nr. 128a
- 1B-46.3 Verordnung über die **Prüfung zum** anerkannten Abschluss **Geprüfter Meister/Geprüfte Meisterin für Schutz und Sicherheit** - SchSiMeistPrV - vom 26. März 2003 (BGBl.I 2003, Nr. 11, S. 433), zuletzt geändert durch Artikel 12 der Verordnung vom 25. August 2009 (BGBl.I 2009, Nr. 57, S. 2960)

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

1E-1 Allgemeines

- 1E-1.1 Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen - **Espoo-Konvention** (Convention on the Environmental Impact Assessment in a Transboundary Context - EIA) vom 25. Februar 1991, in Kraft seit 10. September 1997
1. Änderung der Espoo-Konvention vom 27. Februar 2001, noch nicht in Kraft
2. Änderung der Espoo-Konvention vom 4. Juni 2004, noch nicht in Kraft
Gesetz zur Espoo-Konvention und der 1. Änderung (**Espoo-Vertragsgesetz**) vom 7. Juni 2002 (BGBl.II 2002, Nr. 22, S. 1406)
Espoo-Konvention in Kraft für Deutschland seit 6. November 2002
Gesetz zur 2. Änderung (**Zweites Espoo-Vertragsgesetz**) vom 17. März 2006 (BGBl.II 2006, Nr. 7, S. 224)
- 1E-1.2 Protokoll über die strategische Umweltprüfung zum Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen (Protocol on Strategic Environmental Assessment - **SEA-Protocol**) vom 21. Mai 2003, noch nicht in Kraft
Gesetz dazu vom 3. Juni 2006 (BGBl.II 2006, Nr. 15, S. 497)
- 1E-1.3 Konvention über den Zugang zu Informationen, die Öffentlichkeitsbeteiligung an Entscheidungsverfahren und den Zugang zu Gerichten in Umweltangelegenheiten - **Aarhus-Konvention** (Convention on Access to Information, Public Participation in Decision-Making and Access to Justice in Environmental Matters) vom 25. Juni 1998, in Kraft seit 30. Oktober 2001
von Deutschland gezeichnet am 21. Dezember 1998
Gesetz dazu (**Informationsfreiheitsgesetz**) vom 5. September 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 57, S. 2722)
Gesetz dazu (**Vertragsgesetz**) vom 9. Dezember 2006 (BGBl.II 2006, Nr. 31, S. 1251)
Protokoll zu Registern über die Freisetzung und Verbringung von Schadstoffen zur Aarhus-Konvention (Protocol on Pollutant Release and Transfer Registers to the Convention on Access to Information, Public Participation in Decision-Making and Access to Justice in Environmental Matters PRTR) vom 27. Mai 2003, noch nicht in Kraft
Ergänzung zur Aarhus-Konvention (Amendment to the Convention on Access to Information, Public Participation in Decision-Making and Access to Justice in Environmental Matters) vom 27. Mai 2005, noch nicht in Kraft
Gesetz dazu (Erstes Aarhus-Änderungs-Übereinkommen) vom 17. Juli 2009 (BGBl.II 2009, Nr. 25, S. 794)

1E-2 Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz

- 1E-2.1 **Übereinkommen über nukleare Sicherheit** (Convention on Nuclear Safety - CNS, INFCIRC/449) vom 20. September 1994, in Kraft seit 24. Oktober 1996
Gesetz dazu vom 7. Januar 1997 (BGBl.II 1997, Nr. 2, S. 130)
in Kraft für Deutschland seit 20. April 1997 (BGBl.II 1997, Nr. 14, S. 796)
- 1E-2.2 Übereinkommen über den **physischen Schutz von Kernmaterial** (Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, INFCIRC/274 Rev.1) vom 26. Oktober 1979, in Kraft seit 8. Februar 1987
Gesetz dazu vom 24. April 1990 (BGBl.II 1990, Nr. 15, S. 326), zuletzt geändert durch Artikel 4 Absatz 4 des Gesetzes vom 26. Januar 1998 (BGBl.I 1998, Nr. 6, S. 164)
in Kraft für Deutschland seit 6. Oktober 1991 (BGBl.II 1995, Nr. 11, S. 299)
Ergänzung vom 6. September 2005 und Umbenennung in Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (Convention on the Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities), noch nicht in Kraft
Gesetz dazu vom 6. Juni 2008 (BGBl.I 2008, Nr. 14, S. 574)
- 1E-2.3 Übereinkommen zur **Errichtung einer Sicherheitskontrolle auf dem Gebiet der Kernenergie** nebst Protokoll über das auf dem Gebiet der Kernenergie errichtete Gericht (Convention on the Establishment of a Security Control in the Field of Nuclear Energy) vom 20. Dezember 1957
Gesetz dazu vom 26. Mai 1959 (BGBl.II 1959, Nr. 23, S. 585),
in Kraft für Deutschland seit 22. Juli 1959 (BGBl.II 1959, Nr. 39, S. 989)

- Verfahrensordnung des **Europäischen Kernenergie-Gerichts** vom 11. Dezember 1962 (BGBl.II 1965, Nr. 38, S. 1334)
- 1E-2.4 Übereinkommen über die **frühzeitige Benachrichtigung** bei nuklearen Unfällen (Convention on Early Notification of a Nuclear Accident, INFCIRC/335) vom 26. September 1986 und Übereinkommen über **Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen** oder radiologischen Notfällen (Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency, INFCIRC/336) vom 26. September 1986, beide in Kraft seit 27. Oktober 1986
Gesetz zu den beiden IAEA-Übereinkommen vom 16. Mai 1989 (BGBl.II 1989, Nr. 18, S. 434)
beide Übereinkommen in Kraft für Deutschland seit 15. Oktober 1989 (BGBl.II 1993, Nr. 34, S. 1830 und 1845)
- 1E-2.5 Internationales **Übereinkommen zur Bekämpfung nuklearer terroristischer Handlungen** (International Convention for the Suppression of Acts of Nuclear Terrorism) vom 13. April 2005, in Kraft seit 1. Juni 2007
Gesetz dazu vom 23. Oktober 2007 (BGBl.II 2007, Nr. 33, S. 1586)
in Kraft für Deutschland seit 9. März 2008 (BGBl.II 2008, Nr. 16, S. 671)
- 1E-2.6 Ratsbeschluss der Organisation für Wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) vom 18. Dezember 1962 über die Annahme von Grundnormen für den Strahlenschutz (**OECD-Grundnormen**) (Radiation Protection Norms)
Gesetz dazu vom 29. Juli 1964 (BGBl.II 1964, Nr. 36, S. 857)
in Kraft für Deutschland seit 3. Juni 1965 (BGBl.II 1965, Nr. 46, S. 1579)
Neufassung vom 25. April 1968 (BGBl.II 1970, Nr. 20, S. 208)
- 1E-2.7 Übereinkommen **Nr. 115** der Internationalen Arbeitsorganisation über den **Schutz der Arbeitnehmer vor ionisierenden Strahlen** (Convention Concerning the Protection of Workers against Ionising Radiations) vom 22. Juni 1960, in Kraft seit 17. Juni 1962
Gesetz dazu vom 23. Juli 1973 (BGBl.II 1973, Nr. 37, S. 933)
in Kraft für Deutschland seit 26. September 1974 (BGBl.II 1973, Nr. 63, S. 1593)

1E-3 Radioaktive Abfälle

- 1E-3.2 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle - **Übereinkommen über nukleare Entsorgung** (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, INFCIRC/546) vom 5. September 1997, in Kraft seit 18. Juni 2001
Gesetz dazu vom 13. August 1998 (BGBl.II 1998, Nr. 31, S. 1752)
in Kraft für Deutschland seit 18. Juni 2001 (BGBl.II 2001, Nr. 36, S. 1283)

1E-4 Nichtverbreitung von Atomwaffen

- 1E-4.1 Vertrag über die Nichtverbreitung von Kernwaffen - **Atomwaffensperrvertrag** (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons - NPT, INFCIRC/140) vom 1. Juli 1968, in Kraft seit 5. März 1970
Gesetz dazu vom 4. Juni 1974 (BGBl.II 1974, Nr. 32, S. 785)
in Kraft für Deutschland seit 2. Mai 1975 (BGBl.II 1976, Nr. 25, S. 552)
Verlängerung des Vertrages auf unbegrenzte Zeit am 11. Mai 1995 (BGBl.II 1995, Nr. 34, S. 984)
- 1E-4.2 Übereinkommen 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** (Agreement Between the Kingdom of Belgium, the Kingdom of Denmark, the Federal Republic of Germany, Ireland, the Italian Republic, the Grand Duchy of Luxembourg, the Kingdom of the Netherlands, the European Atomic Energy Community and the International Atomic Energy Agency in Implementation of Article III, (A) and (4) of the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, INFCIRC/193/Add. 8) vom 5. April 1973, in Kraft für alle Vertragsparteien seit 21. Februar 1977, später ergänzt
Gesetz dazu vom 4. Juni 1974 (BGBl.II 1974, Nr. 32, S. 794)
Zusatzprotokoll vom 22. September 1998, in Kraft für Deutschland seit 30. April 2004
Gesetz zum Zusatzprotokoll vom 29. Januar 2000 (BGBl.I 2000, Nr. 4, S. 70)
Ausführungsgesetz zum Verifikationsabkommen und zum Zusatzprotokoll vom 29. Januar 2000 (BGBl.I 2000, Nr. 5, S. 74)

1E-5 Haftung

- 1E-5.1 Übereinkommen über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie - Pariser Übereinkommen (Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy - **Paris Convention**) vom 29. Juli 1960,
ergänzt durch das Protokoll vom 28. Januar 1964, in Kraft seit 1. April 1968,
ergänzt durch das Protokoll vom 16. November 1982, das Protokoll vom 12. Februar 1982, in Kraft seit 7. April 1988
und ergänzt durch das Protokoll vom 12. Februar 2004, noch nicht in Kraft
Gesetz dazu vom 8. Juli 1975 (BGBl.II 1975, Nr. 42, S. 957), zuletzt geändert durch Artikel 30 des Gesetzes vom 9. September 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 47, S. 2331)
in Kraft für Deutschland seit 30. September 1975 (BGBl.II 1976, Nr. 12, S. 308),
Gesetz dazu vom 21. Mai 1985 (BGBl.II 1985, Nr. 19, S. 690)
in Kraft für Deutschland seit 7. Oktober 1988 (BGBl.II 1989, Nr. 6, S. 144)
Gesetz zum Protokoll 2004 vom 29. August 2008 (BGBl.II 2008, Nr. 24, S. 902)
- 1E-5.2 Zusatzübereinkommen zum Pariser Übereinkommen vom 29. Juli 1960 - Brüsseler Zusatzübereinkommen (Convention Supplementary to the Paris Convention of 29 July 1960 on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy - **Brussels Supplementary Convention**) vom 31. Januar 1963,
ergänzt durch das Protokoll vom 28. Januar 1964, in Kraft seit 4. Dezember 1974,
ergänzt durch das Protokoll vom 16. November 1982, in Kraft seit 1. Januar 1988
und ergänzt durch das Protokoll von 2004, noch nicht in Kraft
Gesetz dazu vom 8. Juli 1975 (BGBl.II 1975, Nr. 42 S. 957), zuletzt geändert durch Artikel 30 des Gesetzes vom 9. September 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 47, S. 2331)
in Kraft für Deutschland seit 1. Januar 1976 (BGBl.II 1976, Nr. 12, S. 308)
Gesetz dazu vom 21. Mai 1985 (BGBl.II 1985, Nr. 19, S. 690)
in Kraft für Deutschland seit 7. Oktober 1988 (BGBl.I 1989, Nr. 6, S. 144)
Gesetz zum Protokoll 2004 vom 29. August 2008 (BGBl.II 2008, Nr. 24, S. 902)
- 1E-5.3 Internationales Nuklearhaftungsabkommen – Wiener Übereinkommen (Vienna Convention on Civil Liability for Nuclear Damage - **Vienna Convention**, INFCIRC/500) vom 21. Mai 1963, in Kraft seit 12. November 1977
ergänzt durch ein Protokoll vom 29. September 1997 (Protocol to Amend the 1963 Vienna Convention on Civil Liability for Nuclear Damage, INFCIRC/566)
- 1E-5.4 Gemeinsames Protokoll über die Anwendung des Wiener Übereinkommens und des Pariser Übereinkommens – Gemeinsames Protokoll (Joint Protocol Relating to the Application of the **Vienna Convention and the Paris Convention** - **Joint Protocol**, INFCIRC/402) vom 21. September 1988, in Kraft seit 27. April 1992
Gesetz dazu vom 5. Mai 2001 (BGBl.II 2001, Nr. 7, S. 202)
in Kraft für Deutschland seit 13. September 2001 (BGBl.II 2001, Nr. 24, S. 786)

- 1E-5.5 Übereinkommen über Nachzahlungen bei Nuklearschäden (Convention on **Supplementary Compensation** for Nuclear Damage, INFCIRC/567) vom 29. September 1997, noch nicht in Kraft
- 1E-5.6 Übereinkommen über die zivilrechtliche **Haftung bei der Beförderung von Kernmaterial auf See** (Convention Relating to Civil Liability in the Field of Maritime Carriage of Nuclear Materials – NUCLEAR 1971) vom 17. Dezember 1971, in Kraft seit 15. Juli 1975
Gesetz dazu vom 8. Juli 1975 (BGBl.II 1975, Nr. 42, S. 957), zuletzt geändert durch Artikel 30 des Gesetzes vom 9. September 2001 (BGBl.I, Nr. 47, S. 2331)
in Kraft für Deutschland seit 30. Dezember 1975 (BGBl.II 1976, Nr. 12, S. 307)

1F Recht der Europäischen Union

1F-1 Allgemeines

- 1F-1.1 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. 1995, L 1)
Der Vertrag trat in seiner ursprünglichen Fassung am 1. Januar 1958 in Kraft (BGBl.II 1958, S. 1), die Neufassung trat am 1. November 1993 in Kraft (BGBl.II 1993, S. 1947), Berichtigung der Übersetzung des EURATOM-Vertrages vom 13. Oktober 1999 (BGBl.II 1999, Nr. 31)
- 1F-1.2 Beschluss 2008/114/EG, EURATOM des Rates vom 12. Februar 2008 über die Satzung der **EURATOM-Versorgungsagentur** (ABl. 2008, L 41)
- 1F-1.3 Empfehlung 91/444/EURATOM der Kommission vom 26. Juli 1991 zur **Anwendung von Artikel 33** des EURATOM-Vertrags (ABl. 1991, L 238)
- 1F-1.4 Empfehlung 2000/473/EURATOM der Kommission vom 8. Juni 2000 zur **Anwendung des Artikels 36** des EURATOM-Vertrags (ABl. 2000, L 191)
- 1F-1.5 Empfehlung 1999/829/EURATOM der Kommission vom 6. Dezember 1999 zur **Anwendung des Artikels 37** des EURATOM-Vertrags (ABl. 1999, L 324)
- 1F-1.6.1 Verordnung (EURATOM) 2587/1999 des Rates vom 2. Dezember 1999 zur Bestimmung der **Investitionsvorhaben**, die der Kommission **gemäß Artikel 41** des Vertrages zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft **anzuzeigen** sind (ABl. 1999, L 315)
- 1F-1.6.2 Verordnung (EG) 1209/2000 der Kommission vom 8. Juni 2000 über die **Durchführungsbestimmungen** für die in Artikel 41 des Vertrages zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft vorgeschriebenen Anzeigen (ABl. 2000, L 138), zuletzt geändert durch Verordnung (EURATOM) 1352/2003 der Kommission vom 23. Juli 2003 (ABl. 2003, L 192), letzte konsolidierte Fassung 2003
- 1F-1.7 Bekanntmachung über die Meldung an die Behörden der Mitgliedsstaaten auf dem Gebiet der **Sicherungsmaßnahmen gemäß Artikel 79** Abs. 2 des EURATOM-Vertrags vom 19. August 1999 (BGBl.II 1999, Nr. 25, S. 811)
- 1F-1.8 Verordnung (EURATOM) 302/2005 der Kommission vom 8. Februar 2005 über die Anwendung der **EURATOM-Sicherungsmaßnahmen** (ABl. 2005, L 54)
- 1F-1.9 **Verifikationsabkommen** siehe 1E-4 Nichtverbreitung von Atomwaffen [1E-4.2]
- 1F-1.11 Beschluss 1999/819/EURATOM der Kommission vom 16. November 1999 über den Beitritt der Europäischen Atomgemeinschaft - EAG - zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit von 1994 (ABl. 1999, L 318), geändert durch Beschluss 2004/491/EURATOM der Kommission vom 29. April 2004 über den **Beitritt** der Europäischen Atomgemeinschaft **EAG zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit** (ABl. 2004, L 172)
- 1F-1.12 Beschluss 2007/513/EURATOM des Rates vom 10. Juli 2007 zur Genehmigung des **Beitrittes** der Europäischen Atomgemeinschaft - EAG - zu dem **geänderten Übereinkommen über den Physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen** (Convention on the Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities - CPPNM, vgl. 1E-2.2) und **Erklärung** der Europäischen Atomgemeinschaft gemäß Artikel 18 Absatz 4 und Artikel 17 Absatz 3 des CPPNM (ABl. 2007, L 190)
- 1F-1.13 Verordnung (EURATOM) 300/2007 des Rates vom 19. Februar 2007 zur Schaffung eines **Instrumentes für Zusammenarbeit im Bereich der nuklearen Sicherheit** (ABl. 2007, L 81)

- 1F-1.14 Beschluss 2007/530/EURATOM des Rates vom 17. Juli 2007 zur **Einsetzung der Europäischen hochrangigen Gruppe für nukleare Sicherheit und Abfallentsorgung** (ABl. 2007, L 195)
- 1F-1.15 Richtlinie 85/337/EWG des Rates vom 27. Juni 1985 über die **Umweltverträglichkeitsprüfung** bei bestimmten öffentlichen und privaten Projekten (ABl. 1985, L 175), zuletzt geändert durch die Richtlinie 2009/31/EWG des EP und des Rates vom 23. April 2009 (ABl. 2009, L 140), letzte konsolidierte Fassung 2009
Hinweis: Umsetzung s. UVP-Gesetz [1B-3]
- 1F-1.16 Richtlinie 2001/42/EG des EP und des Rates vom 27. Juni 2001 über die **Prüfung der Umweltauswirkungen** bestimmter Pläne und Programme (ABl. 2001, L 197)
Hinweis: Umsetzung s. UVP-Gesetz [1B-3]
- 1F-1.17 Richtlinie 2003/4/EG des EP und des Rates vom 28. Januar 2003 über den **Zugang der Öffentlichkeit zu Umweltinformationen** und zur Aufhebung der RL 90/313/EWG des Rates (ABl. 2003, L 41)
Hinweis: Umsetzung s. UI-Gesetz [1B-2.1]
- 1F-1.18 Verordnung (EG) 1221/2009 des EP und des Rates vom 25. November 2009 über die freiwillige Beteiligung von Organisationen an einem **Gemeinschaftssystem für das Umweltmanagement und die Umweltbetriebsprüfung** – EMAS (ABl. 2009, L 342)
- 1F-1.19 Richtlinie 2008/99/EG des EP und des Rates vom 19. November 2008 über den **strafrechtlichen Schutz der Umwelt** (ABl. 2008, L 328)
- 1F-1.20 Richtlinie 98/34/EG des EP und des Rates vom 22. Juni 1998 über ein **Informationsverfahren** auf dem Gebiet der Normen und **technischen Vorschriften** (ABl. 1998, L 204), mehrfach geändert, letzte konsolidierte Fassung 2007
- 1F-1.21 Richtlinie 2006/42/EG des EP und des Rates vom 17. Mai 2006 über **Maschinen** und zur Änderung der Richtlinie 95/16/EG (ABl. 2006, L 157), berichtigt und geändert, letzte konsolidierte Fassung 2009
- 1F-1.24 Empfehlung 2009/120/EURATOM der Kommission vom 11. Januar 2009 über die Umsetzung eines **Kernmaterialbuchführungs- und -kontrollsystems** durch Betreiber kerntechnischer Anlagen (ABl. 2009, L 41)
- 1F-1.25 Richtlinie 2009/71/EURATOM des Rates vom 25. Juni 2009 über einen **Gemeinschaftsrahmen für nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen** (ABl. 2009, L 172)
- 1F-2 Strahlenschutz**
- 1F-2.1 Richtlinie 96/29/EURATOM des Rates vom 13. Mai 1996 zur Festlegung der grundlegenden Sicherheitsnormen für den Schutz der Gesundheit der Arbeitskräfte und der Bevölkerung gegen die Gefahren durch ionisierende Strahlen (**EURATOM-Grundnormen**) (ABl. 1996, L 159), berichtigt am 4. Dezember 1996 (ABl. 1998, L 314)
- 1F-2.2 Richtlinie 2003/122/EURATOM des Rates vom 22. Dezember 2003 zur **Kontrolle hochradioaktiver Strahlenquellen und herrenloser Strahlenquellen** (ABl. 2003, L 346)
- 1F-2.3 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. 1990, L 349)
- 1F-2.4 Richtlinie 94/33/EG des Rates vom 22. Juni 1994 über **Jugendarbeitsschutz** (ABl. 1994, L 216), geändert durch Richtlinie 2007/30/EG vom 20. Juni 2007 (ABl. 2007, L 165)
- 1F-2.5 Empfehlung 2004/2/EURATOM der Kommission vom 18. Dezember 2003 zu standardisierten Informationen über **Ableitungen radioaktiver Stoffe** mit der **Fortluft** und dem **Abwasser aus Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen** in die Umwelt im Normalbetrieb (ABl. 2004, L 2), Berichtigung (ABl. 2004, L 63)

1F-3 Abfall, Transport

- 1F-3.2 Verordnung (EG) 428/2009 des Rates vom 5. Mai 2009 über eine Gemeinschaftsregelung für die Kontrolle der Ausfuhr, der Verbringung, der Vermittlung und der Durchfuhr von Gütern mit doppeltem Verwendungszweck (ABl. 2009, L 134), Berichtigung vom 27. August 2009 (ABl. 2009, L 224)
- 1F-3.3 Verordnung (EURATOM) 1493/93 des Rates vom 8. Juni 1993 über die **Verbringung radioaktiver Stoffe zwischen den Mitgliedsstaaten** (ABl. 1993, L 148)
 - Mitteilung der Kommission vom 10. Dezember 1993 zu der Verordnung EURATOM/1493/93 (ABl. 1993, C 335)
- 1F-3.4 Verordnung EURATOM 66/2006 der Kommission vom 16. Januar 2006 betreffend die **Ausnahme kleiner Mengen von Erzen, Ausgangsstoffen und besonderen spaltbaren Stoffen** von den Vorschriften des Kapitels über die Versorgung (ABl. 2006, L 11)
- 1F-3.6 Beschluss 2005/84/EURATOM des Rates vom 24. Januar 2005 zur Genehmigung des Beitritts der Europäischen Atomgemeinschaft zum **Gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle** (ABl. 2005, L 30), Entscheidung 2005/510/EURATOM der Kommission vom 14. Juni 2005 dazu (ABl. 2005, L 185)
- 1F-3.7 Empfehlung 2006/851/EURATOM der Kommission vom 24. Oktober 2006 für die Verwaltung der **Finanzmittel für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen und die Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle** (ABl. 2006, L 330)
- 1F-3.8 Empfehlung 99/669/EG der Kommission für ein **Klassifizierungssystem für feste radioaktive Abfälle** (ABl. 1998, L 265)
- 1F-3.9 Richtlinie 2006/117/EURATOM des Rates vom 20. November 2006 über die Überwachung und Kontrolle der **Verbringung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente** (ABl. 2006, L 337)
 - Entscheidung 2008/312/EURATOM der Kommission vom 5. März 2008 zur Empfehlung des in der Richtlinie 2006/117/EURATOM des Rates genannten **einheitlichen Begleitscheins** für die Überwachung und Kontrolle der Verbringung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente (ABl. 2008, L 107)
 - Empfehlung 2008/956/EURATOM der Kommission vom 4. Dezember 2008 über die **Kriterien für die Ausfuhr** radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente in Drittländer (ABl. 2008, L 33)
 - Empfehlung 2009/527/EURATOM der Kommission vom 7. Juli 2009 für ein sicheres und effizientes System zur **Übermittlung von Unterlagen und Informationen** im Zusammenhang mit der Richtlinie 2006/117/EURATOM (ABl. 2009, L 177)

1F-4 Radiologische Notfälle

- 1F-4.1 Entscheidung 87/600/EURATOM des Rates vom 14. Dezember 1987 über Gemeinschaftsvereinbarungen für den beschleunigten Informationsaustausch im Fall einer radiologischen Notstandssituation (ECURIE) (ABl. 1987, L 371)
- 1F-4.2 Abkommen zwischen EURATOM und Nichtmitgliedsstaaten der EU über die Teilnahme an Vereinbarungen in der Gemeinschaft für den schnellen Austausch von Informationen in einer radiologischen Notstandssituation (ECURIE) (ABl. 2003, C 102)
- 1F-4.3 Beschluss der Kommission 2005/844/EURATOM vom 25. November 2005 über den Beitritt der Europäischen Atomgemeinschaft zum Übereinkommen über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen (ABl. 2005, L 314)
- 1F-4.4 Beschluss der Kommission 2005/845/EURATOM vom 25. November 2005 über den Beitritt der Europäischen Atomgemeinschaft zum Übereinkommen über Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen oder radiologischen Notfällen (ABl. 2005, L 314)
- 1F-4.5 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. 1989, L 357)
- 1F-4.6 Entscheidung 2007/779/EG, EURATOM des Rates vom 8. November 2007 über ein Gemeinschaftsverfahren für den Katastrophenschutz (ABl. 2007, L 314)

- 1F-4.7 Entscheidung 2007/162/EG, EURATOM des Rates vom 5. März 2007 zur Schaffung eines **Finanzierungsinstruments für den Katastrophenschutz** (ABl. 2007, L 71), gültig bis 31. Dezember 2013
- 1F-4.8 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. Dezember 1987 (ABl. 1987, L 371) geändert durch Ratsverordnung (EURATOM) 2218/89 vom 18. Juli 1989 (ABl. 1989, L 211)
 - Kommissionsverordnung (EURATOM) 944/89 vom 12. April 1989 (ABl. 1989, L 101)
 - Kommissionsverordnung (EURATOM) 770/90 vom 29. März 1990 (ABl. 1990, L 83)
- 1F4.9 Ratsverordnung (EWG) 2219/89 vom 18. Juli 1989 über **besondere Bedingungen für die Ausfuhr** von Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Falle eines **nuklearen Unfalls** oder einer anderen radiologischen Notstandssituation (ABl. 1989, L 211)
- 1F-4.10.1 Verordnung (EG) 733/2008 des Rates vom 15. Juli 2008 über die **Einfuhrbedingungen für landwirtschaftliche Erzeugnisse** mit Ursprung in Drittländern **nach** dem Unfall im Kernkraftwerk **Tschernobyl** (ABl. 2008, L 201), geändert, letzte konsolidierte Fassung 2009
- 1F-4.10.2 Verordnung (EG) 1635/2006 der Kommission vom 6. November 2006 zur Festlegung der **Durchführungsbestimmungen der VO (EWG) 737/90** (ABl. 2006, L 306)
- 1F-4.10.3 Verordnungen (EG) 1609/2000 der Kommission vom 24. Juli 2000 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 (ABl. 2000, L 185)

2 Allgemeine Verwaltungsvorschriften

- 2-1 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung: **Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung** radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen vom 21. Februar 1990 (BANz. 1990, Nr. 64a), in Überarbeitung
- 2-2 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 40 Abs. 2, § 95 Abs. 3 Strahlenschutzverordnung und § 35 Abs. 2 Röntgenverordnung (**AVV Strahlenpass**) vom 20. Juli 2004 (BANz. 2004, Nr. 142a)
- 2-3 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Ausführung des Gesetzes über die **Umweltverträglichkeitsprüfung** (UVPVwV) vom 18. September 1995 (GMBI. 1995, Nr. 32, S. 671)
- 2-4 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zum **Integrierten Meß- und Informationssystem** zur Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz (AVV-IMIS) vom 13. Dezember 2006 (BANz. 2006, Nr. 244a)
- 2-5 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Durchführung der **Überwachung von Lebensmitteln** nach der Verordnung (Euratom) Nr. 3954/87 des Rates vom 22. Dezember 1987 zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Falle eines nuklearen Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation (AVV-Strahlenschutzvorsorge-Lebensmittelüberwachung - AVV-StrahLe) vom 28. Juni 2000 (GMBI. 2000, Nr. 25, S. 490)
- 2-6 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Überwachung der **Höchstwerte für Futtermittel** nach der Verordnung (Euratom) Nr. 3954/87 des Rates vom 22. Dezember 1987 zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Falle eines nuklearen Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation (Futtermittel-Strahlenschutzvorsorge-Verwaltungsvorschrift - FMStrVVwV) vom 22. Juni 2000 (BANz. 2000, Nr. 122)
- 2-7 Allgemeine Verwaltungsvorschrift für die Durchführung des Schnellwarnsystems für Lebensmittel, Lebensmittelbedarfsgegenstände und Futtermittel (AVV **Schnellwarnsystem** – AVV SWS) vom 20. Dezember 2005 (BANz. 2005, Nr. 245, S. 17096), in der Fassung vom 28. Januar 2010 (BANz. 2010, Nr. 18, S. 406)

3 Bekanntmachungen des Bundesumweltministeriums und des vormals zuständigen Bundesinnenministeriums

- 3-0 **Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke** (Revision D) vom April 2009 in der Erprobungsphase vom 1. Juli 2009 bis 31. Oktober 2010
- 3-1 **Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke** vom 21. Oktober 1977 (BANz. 1977, Nr. 206)
Hinweis. Soll ersetzt werden durch Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (Revision D) vom April 2009 [3-0]
- 3-2 Richtlinie für den **Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal** vom 14. April 1993 (GMBI. 1993, Nr. 20, S. 358)
Hinweis: Nach einer probeweisen Anwendung für 3 Jahre (ab 1. Januar 2005) wurde vom Fachausschuss für Reaktorsicherheit eine Ergänzung für das verantwortliche Kernkraftwerkspersonal am 17. November 2008 zugestimmt (Aktenzeichen RS I6-13 831-2/1)
- 3-3 Richtlinie für den **Fachkundenachweis von Forschungsreaktorpersonal** vom 16. Februar 1994 (GMBI. 1994, Nr. 11, S. 366)
- 3-4 Richtlinien über die **Anforderungen an Sicherheitsspezifikationen** für Kernkraftwerke vom 27. April 1976 (GMBI. 1976, Nr. 15, S. 199)
- 3-5 **Merkpostenaufstellung** mit Gliederung **für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke** mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor vom 26. Juli 1976 (GMBI. 1976, Nr. 26, 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. September 1976 (BANz. 1976, Nr. 179)
- 3-7.1 **Zusammenstellung** der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen **Informationen (ZPI)** vom 20. Oktober 1982 (BANz. 1983, Nr. 6a)
- 3-7.2 Zusammenstellung der zur **bauaufsichtlichen Prüfung** kerntechnischer Anlagen erforderlichen **Unterlagen** vom 6. November 1981 (GMBI. 1981, Nr. 33, S. 518)
- 3-8 Grundsätze für die **Vergabe von Unteraufträgen durch Sachverständige** vom 29. Oktober 1981 (GMBI. 1981, Nr. 33, S. 517)
- 3-9.1 **Grundsätze zur Dokumentation** technischer Unterlagen durch Antragsteller /Genehmigungsinhaber bei Errichtung, Betrieb und Stilllegung von Kernkraftwerken vom 19. Februar 1988 (BANz. 1988, Nr. 56)
- 3-9.2 **Anforderungen an die Dokumentation** bei Kernkraftwerken vom 5. August 1982 (GMBI. 1982, Nr. 26, S. 546)
- 3-10 Durchführung der Strahlenschutzverordnung und der Röntgenverordnung; **Berichterstattung über besondere Vorkommnisse** vom 15. Juli 2002 (GMBI. 2002, Nr. 31, S. 637)
- 3-11 **Sicherheitsanforderungen an Kernbrennstoffversorgungsanlagen** von April 1997 und Juni 2004, BMU RS III 3
- 3-12 Bewertungsdaten für **Kernkraftwerksstandorte** vom 11. Juni 1975 (Umwelt 1975, Nr. 43)
- 3-13 **Sicherheitskriterien für die Endlagerung** radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk vom 20. April 1983 (GMBI. 1983, Nr. 13, S. 220), in Überarbeitung
- 3-14 Auslegungsrichtlinien und -richtwerte für **Jod-Sorptionsfilter** zur Abscheidung von gasförmigem Spaltjod in Kernkraftwerken vom 25. Februar 1976 (GMBI. 1976, Nr. 13, S. 168)
- 3-15.1 **Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz** in der Umgebung kerntechnischer Anlagen vom 27. Oktober 2008 (GMBI. 2008, Nr. 62/63, S. 1278)
- 3-15.2 **Radiologische Grundlagen** für Entscheidungen über Maßnahmen zum **Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden** vom 27. Oktober 2008 (GMBI. 2008, Nr. 62/63, S. 1278) mit der Anlage „Verwendung von Jodtabletten zur **Jodblockade** der Schilddrüse bei einem kerntechnischen Unfall“

- 3-19 Richtlinie nach StrlSchV und RöV „**Arbeitsmedizinische Vorsorge beruflich strahlenexponierter Personen** durch ermächtigte Ärzte“ vom 18. Dezember 2003 (GMBI. 2004, Nr. 19, S. 350)
- 3-23 Richtlinie zur **Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI)** vom 7. Dezember 2005 (GMBI. 2006, Nr. 14-17, S. 254)
- 3-24 Richtlinie über **Dichtheitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen** vom 20. Januar und 4. Februar 2004 (GMBI. 2004, Nr. 27, S. 530)
- 3-25 Grundsätze zur **Entsorgungsvorsorge** für Kernkraftwerke vom 19. März 1980 (BAnz. 1980, Nr. 58)
- 3-27 Richtlinie über die Gewährleistung der notwendigen **Kenntnisse** der beim Betrieb von Kernkraftwerken **sonst tätigen Personen** vom 30. November 2000 (GMBI. 2001, Nr. 8, S. 153)
- 3-31 Empfehlungen zur **Planung von Notfallschutzmaßnahmen** durch Betreiber von Kernkraftwerken vom 27. Dezember 1976 (GMBI. 1977, Nr. 4, S. 48), geändert durch Bekanntmachung vom 18. Oktober 1977 (GMBI. 1977, Nr. 30, S. 664) und die REI (GMBI. 1993, Nr. 29, S. 502)
- 3-33.1 Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV (**Störfall-Leitlinien**) vom 18. Oktober 1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a)
Hinweis: Soll ersetzt werden durch Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (Revision D) vom April 2009 [3-0]
- 3-33.2 **Störfallberechnungsgrundlagen** für die Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV vom 18. Oktober 1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a), Fassung des Kapitels 4 "Berechnung der Strahlenexposition" vom 29. Juni 1994 (BAnz. 1994, Nr. 222a), Neufassung des Kapitels 4 "Berechnung der Strahlenexposition" gemäß § 49 StrlSchV vom 20. Juli 2001 verabschiedet auf der 186. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 11. September 2003, veröffentlicht in der Reihe "Berichte der Strahlenschutzkommission", Heft 44, 2004
- 3-34 Rahmenrichtlinie über die Gestaltung von **Sachverständigengutachten** in atomrechtlichen Verwaltungsverfahren vom 15. Dezember 1983 (GMBI. 1984, Nr. 2, S. 21)
- 3-37 Empfehlung über den Regelungsinhalt von Bescheiden bezüglich der **Ableitung radioaktiver Stoffe** aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor vom 8. August 1984 (GMBI. 1984, Nr. 21, S. 327)
- 3-38 Richtlinie für Programme zur **Erhaltung der Fachkunde** des verantwortlichen **Schichtpersonals** in Kernkraftwerken vom 1. September 1993 (GMBI. 1993, Nr. 36, S. 645)
- 3-39 Richtlinie für den Inhalt der **Fachkundeprüfung** des verantwortlichen **Schichtpersonals** in Kernkraftwerken vom 23. April 1996 (GMBI. 1996, Nr. 26, S. 555)
- 3-40 Richtlinie über die im Strahlenschutz erforderliche Fachkunde (**Fachkunde-Richtlinie Technik nach Strahlenschutzverordnung**) vom 21. Juni 2004 (GMBI. 2004, Nr. 40/41, S. 799), Änderung vom 19. April 2006 (GMBI. 2006, Nr. 38, S. 735)
- 3-41 Richtlinie für das Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von **Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten** in Kernkraftwerken vom 1. Juni 1978 (GMBI. 1978, Nr. 22, S. 342), in Überarbeitung
- 3-42.1 Richtlinie für die Physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen
Teil 1: Ermittlung der **Körperdosis bei äußerer Strahlenexposition** (§§ 40, 41, 42 StrlSchV; § 35 RöV) vom 8. Dezember 2003 (GMBI. 2004, Nr. 22, S. 410)
- 3-42.2 Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen
Teil 2: Ermittlung der **Körperdosis bei innerer Strahlenexposition** (Inkorporationsüberwachung) (§§ 40, 41 und 42 StrlSchV) vom 12. Januar 2007 (GMBI. 2007, Nr. 31/32, S. 623)
- 3-43.1 Richtlinie für den **Strahlenschutz des Personals** bei der Durchführung von **Instandhaltungsarbeiten** in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor:
Teil I: Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge – **IWRS I** - vom 10. Juli 1978 (GMBI. 1978, Nr. 28, S. 418), in Überarbeitung
- 3-43.2 Richtlinie für den **Strahlenschutz des Personals** bei **Tätigkeiten der Instandhaltung, Änderung, Entsorgung und des Abbaus** in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen:
Teil 2: Die Strahlenschutzmaßnahmen während des Betriebs und der Stilllegung einer Anlage oder Einrichtung – **IWRS II** - vom 17. Januar 2005 (GMBI. 2005, Nr. 13, S. 258)

- 3-44 **Kontrolle der Eigenüberwachung** radioaktiver Emissionen aus Kernkraftwerken vom 5. Februar 1996 (GMBI. 1996, Nr. 9/10, S. 247)
- 3-49 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke; **Einzelfehlerkonzept** - Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums vom 2. März 1984 (GMBI. 1984, Nr. 13, S. 208)
- 3-50 **Interpretationen zu den Sicherheitskriterien** für Kernkraftwerke vom 17. Mai 1979 (GMBI. 1979, Nr. 14, 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. November 1979 (GMBI. 1980, Nr. 5, S. 90)
zu Sicherheitskriterium 2.2: Prüfbarkeit
zu Sicherheitskriterium 2.3: Strahlenbelastung in der Umgebung
zu Sicherheitskriterium 2.6: Einwirkungen von außen
zu Sicherheitskriterium 2.7: Brand- und Explosionsschutz
ergänzende Interpretation zu Sicherheitskriterium 4.3: Nachwärmeabfuhr nach Kühlmittelverlusten
- 3-52.2 **Erläuterungen zu den Meldekriterien** für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen (12/04)
- Zusammenstellung von in den Meldekriterien verwendeten Begriffen (Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen) (05/04)
- Meldeformular (Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen) (04/04)
- 3-52.3 **Erläuterungen zu den Meldekriterien** für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen, die nicht der Spaltung von Kernbrennstoffen dienen (Stand 01/97)
- Meldeformular (Anlagen die nicht der Spaltung von Kernbrennstoffen dienen) (12/92)
- 3-52.4 **Meldung eines Befundes** bzgl. Kontamination oder Dosisleistung **bei der Beförderung** von entleerten Brennelement-Behältern, Behältern mit bestrahlten Brennelementen und Behältern mit verglasten hochradioaktiven Spaltprodukten (08/00)
- Meldeformular (Behälter) (07/00)
- 3-52.5 **Erläuterungen zu den Meldekriterien** für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen - für die Anwendung in **Forschungsreaktoren** (11/92)
- 3-53 Richtlinie für den Inhalt der **Fachkundeprüfung** des verantwortlichen **Schichtpersonals in Forschungsreaktoren** vom 14. November 1997 (GMBI. 1997, Nr. 42, S. 794)
- 3-54.1 Rahmenempfehlung für die **Fernüberwachung** von Kernkraftwerken vom 12. August 2005 (GMBI. 2005, Nr. 51, S. 1049)
- 3-54.2 Empfehlung zur Berechnung der **Gebühr nach § 5 AtKostV für die Fernüberwachung** von Kernkraftwerken (KFÜ) vom 21. Januar 1983 (GMBI. 1983, Nr. 8, S. 146)
- 3-57.1 Anforderungen an den **Objektsicherungsdienst** und an Objektsicherungsbeauftragte in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen (OSD-Richtlinie) vom 4. Juli 2008 (GMBI. 2008, Nr. 39, S. 810)
- 3-57.3 Richtlinie für den **Schutz von Kernkraftwerken** mit Leichtwasserreaktoren gegen Störmaßnahmen oder sonstige **Einwirkungen Dritter** vom 06.12.1995 (GMBI. 1996, S. 32, Nr. 2, ohne Wortlaut)
- 3-60 Richtlinie zur **Kontrolle radioaktiver Reststoffe und radioaktiver Abfälle** vom 19. November 2008 (BANz. 2008, Nr. 197)
- 3-61 Richtlinie für die **Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten** in Kernkraftwerken und sonstigen Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen vom 10. Dezember 1990 (GMBI. 1991, Nr. 4, S. 56)
- 3-62 Richtlinie über Maßnahmen für den **Schutz von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs** und sonstigen kerntechnischen Einrichtungen gegen Störmaßnahmen oder sonstige **Einwirkungen zugangsberechtigter Einzelpersonen** vom 28. Januar 1991 (GMBI. 1991, Nr. 9, S. 228)
- 3-65 Anforderungen an Lehrgänge zur Vermittlung kerntechnischer Grundlagenkenntnisse für verantwortliches Schichtpersonal in Kernkraftwerken - **Anerkennungskriterien** - vom 10. Oktober 1994
- 3-67 Richtlinie über Anforderungen an **Personendosismessstellen** nach Strahlenschutz- und Röntgenverordnung vom 10. Dezember 2001 (GMBI. 2002, Nr. 6, S. 136)

- 3-68 Sicherungsmaßnahmen für den Schutz von kerntechnischen Anlagen mit Kernmaterial der Kategorie III vom 20. April 1993 (GMBI. 1993, Nr. 20, S. 365, ohne Wortlaut)
- 3-69.1 Richtlinie für die **Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt** nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz
Teil I: Meßprogramm für den Normalbetrieb (**Routinemessprogramm**) vom 28. Juli 1994 (GMBI. 1994, Nr. 32, S. 930), in Überarbeitung
- 3-69.2 Richtlinie für die **Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt** nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz
Teil II: Meßprogramm für den Intensivbetrieb (**Intensivmessprogramm**) vom 19. Januar 1995 (GMBI. 1995, Nr. 14, S. 261), in Überarbeitung
- 3-71 Richtlinie für die **Fachkunde** von verantwortlichen Personen in **Anlagen zur Herstellung von Brennelementen** für Kernkraftwerke vom 30. November 1995 (GMBI. 1996, Nr. 2, S. 29)
- 3-73 Leitfaden zur **Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen** nach § 7 des Atomgesetzes vom 26. Juni 2009 (BAnz. 2009, Nr. 162a)
- 3-74.1 Leitfaden zur Durchführung von **Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ)** für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, in Überarbeitung
 - **Grundlagen** zur Periodischen Sicherheitsprüfung für Kernkraftwerke
 - Leitfaden **Sicherheitsstatusanalyse**
 - Leitfaden **Probabilistische Sicherheitsanalyse**
 Bekanntmachung vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a)
- 3-74.2 Leitfaden zur Durchführung von **Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ)** für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, in Überarbeitung
 - Leitfaden **Deterministische Sicherheitsanalyse**
 Bekanntmachung vom 25. Juni 1998 (BAnz. 1998, Nr. 153)
- 3-74.3 Leitfaden zur Durchführung der Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes
 - Leitfaden **Probabilistische Sicherheitsanalyse**
 Bekanntmachung vom 30. August 2005 (BAnz. 2005, Nr. 207)
- 3-75 Merkpostenliste für die **Sicherung sonstiger radioaktiver Stoffe** und kleiner Mengen Kernbrennstoff gegen Entwendung aus Anlagen und Einrichtungen vom 3. April 2003, RdSchr. des BMU vom 10. Juli 2003 - RS I 6 13151-6/.18
- 3-79 **Schadensvorsorge** außerhalb der Auslegungsstörfälle, RdSchr. des BMU vom 15. Juli 2003, RS I 3 - 10100/0
- 3-80 Entschließung des Länderausschusses für Atomkernenergie zu **Entscheidungen nach der Strahlenschutzverordnung**, deren Wirkung über den Bereich eines Landes hinausgeht, RdSchr. des BMU vom 8. Dezember 2003 RS I 1 - 17031/47
- 3-81 Grundlagen für **Sicherheitsmanagementsysteme** in Kernkraftwerken, Bekanntmachung des BMU vom 29. Juni 2004 (BAnz. 2004, Nr. 138)

4 Empfehlungen der RSK und SSK, sonstige relevante Vorschriften und Empfehlungen

4-1 RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren

3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981 (BANz. 1982, Nr. 69a) mit den Änderungen:
in Abschnitt 21.1 (BANz. 1984, Nr. 104)
in Abschnitt 21.2 (BANz. 1983, Nr. 106) und
in Abschnitt 7 (BANz. 1996, Nr. 158a) mit Berichtigung (BANz. 1996, Nr. 214)
und den Anhängen vom 25. April 1979 zu Kapitel 4.2 der 2. Ausgabe der RSK-LL vom 24. Januar 1979 (BANz. 1979, Nr. 167a)
Anhang 1: Auflistung der Systeme und Komponenten, auf die die Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten anzuwenden ist
Anhang 2: Rahmenspezifikation Basissicherheit; Basissicherheit von druckführenden Komponenten: Behälter, Apparate, Rohrleitungen, Pumpen und Armaturen (ausgenommen: Einbauteile, Bauteile zur Kraftübertragung und druckführende Wandungen < DN 50)
Hinweis: Soll ersetzt werden durch Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (Revision D) vom April 2009 [3-0]

4-2 Kriterien für die Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde durch die Betreiber kerntechnischer Einrichtungen (Alarmierungskriterien)
Gemeinsame Stellungnahme der Strahlenschutzkommission und der Reaktor-Sicherheitskommission, 1994, revidiert 2003, (BANz 2004, Nr. 89)
verabschiedet auf der 186. Sitzung der SSK am 11./12.09.2003
verabschiedet auf der 366. Sitzung der RSK am 16.10.2003
veröffentlicht in der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“, Heft 39

4-2.1 Erläuterungen zu den Kriterien für die Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde durch die Betreiber kerntechnischer Anlagen
Gemeinsame Stellungnahme der Strahlenschutzkommission und der Reaktor-Sicherheitskommission (BANz. 1994, Nr. 96)
verabschiedet auf der 127. Sitzung der SSK am 12.10.1994
verabschiedet auf der 288. Sitzung der RSK am 14.12.1994
veröffentlicht in der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“, Heft 36

4-3 Übersicht über Maßnahmen zur Verringerung der Strahlenexposition nach Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen (Maßnahmenkatalog), Band 1 und 2
herausgegeben vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Oktober 1999 Teil 3: Behandlung und Entsorgung kontaminierter landwirtschaftlicher Produkte
verabschiedet auf der 200. Sitzung der SSK am 30.06./01.07.2005

4-4 Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen
Stellungnahme der Strahlenschutzkommission
verabschiedet auf der 182. Sitzung der SSK am 04.-06.12.2002
veröffentlicht in der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“, Heft 37

4-4.1 Erläuterungsbericht zum Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung
Stellungnahme der Strahlenschutzkommission
verabschiedet auf der 185. Sitzung der SSK am 03./04.07.2003
veröffentlicht in der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“, Heft 38

4-5 Feuerwehrdienstvorschrift FwDV 500 „Einheiten im ABC-Einsatz“, Stand 2003
Die FwDV 500 wurde am 15. und 16.09.2003 vom Ausschuss Feuerwehrangelegenheiten, Katastrophenschutz und zivile Verteidigung (AFKzV) genehmigt und den Ländern zur Einführung empfohlen. Erläuterungen der Projektgruppe Feuerwehr-Dienstvorschriften des Instituts der Feuerwehr zur FwDV 500 „Einheiten im ABC-Einsatz“ ,Stand: 02/2004

4-6 Leitfaden Polizei LF 450 "Gefahren durch chemische, radioaktive und biologische Stoffe" Ausgabe 2005, Stand: 10.11.2005
nicht veröffentlicht - nur für den Dienstgebrauch durch die Polizei

4-7 Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:
Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-37/05
Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-38/05
herausgegeben vom Bundesamt für Strahlenschutz, Oktober 2005

- 4-8 Beschluss der Ständigen Konferenz der Innenminister und -senatoren der Länder zum Bevölkerungsschutz vom 21. November 2008 (187. Sitzung):
Vereinbarung der Innenminister und -senatoren des Bundes und der Länder und der in der ARD zusammengeschlossenen Rundfunkanstalten sowie des Deutschland Radio über amtliche **Gefahrendurchsagen und Gefahrmittelungen über das Satellitengestützte Warnsystem des Bundes** (SatWaS) zur Warnung und Information der Bevölkerung bei vorliegenden oder drohenden Gefahren bei Katastrophen und im Verteidigungsfall sowie bei anderen erheblichen Gefahren für die öffentliche Sicherheit
- 4-9 **Information der Öffentlichkeit über Strahlenrisiken - Krisenkommunikation für Verantwortliche im Katastrophenschutz**, Ausgabe 2008, herausgegeben vom Bundesamt für Bevölkerungsschutz und Katastrophenhilfe (BBK)
Hinweis: Das Dokument ist die deutsche Fassung von Communication Radiation Risks - Crisis Communications for Emergency Responders der United States Environmental Protection Agency (EPA)
- 4-10 **Leitfaden für die ärztliche Versorgung im Katastrophenfall**, 4. überarbeitete Ausgabe 2006, herausgegeben vom Bundesministerium des Innern
- 4-11 **Notfall- und KatastrophenPharmazie**, Ausgabe 2009
Band I: Bevölkerungsschutz und medizinische Notfallversorgung
Band II: Pharmazeutisches Notfallmanagement
herausgegeben vom Bundesamt für Bevölkerungsschutz und Katastrophenhilfe (BBK) und der Deutschen Gesellschaft für KatastrophenMedizin e.V. (DGKM e.V.)
- 4-12 **Leitfaden zur Information der Öffentlichkeit in kerntechnischen Notfällen**,
Empfehlung der Strahlenschutzkommission (BAnz. 2008. Nr. 152a)
verabschiedet auf der 220. Sitzung der SSK am 05.-06.12.2007
veröffentlicht in der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“, Heft 61

5 Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
	<u>KTA-interne Verfahrensregeln</u>					
	<u>Begriffe und Definitionen</u> (Begriffesammlung KTA-GS-12)	01/10	-	06/91 01/96 01/04 01/06 01/09	-	-
	<u>1200 Allgemeines, Administration, Organisation</u>					
1201	Anforderungen an das Betriebshandbuch	11/09	3 a 07.01.10	02/78 03/81 12/85 06/98	-	-
1202	Anforderungen an das Prüfhandbuch	11/09	3 a 07.01.10	06/84	-	-
1203	Anforderungen an das Notfallhandbuch	09/11	3 a 07.01.10	-	-	-
	<u>1300 Radiologischer Arbeitsschutz</u>					
1301.1 *	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 1: Auslegung	11/84	40 a 27.02.85	-	16.11.04	+
1301.2	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 2: Betrieb	11/08	15 a 29.01.09	06/82 06/89	-	+
	<u>1400 Qualitätssicherung</u>					
1401 *	Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung	06/96	216 a 19.11.96	02/80 12/87	19.06.01	+
1403	Alterungsmangement in Kernkraftwerken	11/09	178 25.11.09	-	-	-
1404 *	Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken	06/01	235 a 15.12.01	06/89	-	+
1408.1	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 1: Eignungsprüfung	11/08	15 a 29.01.09	06/85	-	+
1408.2	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 2: Herstellung	11/08	15 a 29.01.09	06/85	-	+
1408.3	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 3: Verarbeitung	11/08	15 a 29.01.09	06/85	-	+
	<u>1500 Strahlenschutz und Überwachung</u>					
1501 *	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken	11/04	35 a 19.02.05	10/77 06/91	-	+
1502	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken	11/05	101 a 31.05.06	06/86	-	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
(1502.2)	Überwachung der Radioaktivität in der Raumlufte von Kernkraftwerken; Teil 2: Kernkraftwerke mit Hochtemperaturreaktor	06/89	229 a 07.12.89	-	-	+
1503.1 *	Überwachung der Ableitung gasförmiger und an Schwebstoffen gebundener radioaktiver Stoffe; Teil 1: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb	06/02	172 a 13.09.02 Berichtigung 55 20.03.03	02/79 06/93	13.11.07	+
1503.2 *	Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 2: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen	06/99	243 b 23.12.99	-	16.11.04	+
1503.3 *	Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 3: Überwachung der nicht mit der Kaminluft abgeleiteten radioaktiven Stoffe	06/99	243 b 23.12.99	-	16.11.04	+
1504	Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser	11/07	9 a 17.01.08	06/78 06/94	-	+
1505 *	Nachweis der Eignung von Strahlungsmesseinrichtungen	11/03	26 a 07.02.04	-	-	+
(1506)	Messung der Ortsdosisleistung in Sperrbereichen von Kernkraftwerken (Regel wurde am 16.11.04 zurückgezogen)	06/86	162 a 03.09.86 Berichtigung 229 10.12.86	-	16.11.04 zurückgezogen	-
1507 *	Überwachung der Ableitungen gasförmiger, aerosolgebundener und flüssiger radioaktiver Stoffe bei Forschungsreaktoren	06/98	172 a 15.09.98	03/84	11.11.03	+
1508	Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre	11/06	245 b 30.12.06	09/88	-	+
<u>2100 Gesamtanlage</u>						
2101.1 *	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes	12/00	106 a 09.06.01 Berichtigung 239 21.12.07	12/85	22.11.05	+
2101.2 *	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 2: Brandschutz an baulichen Anlagen	12/00	106 a 09.06.01	-	22.11.05	+
2101.3 *	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 3: Brandschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen	12/00	106 a 09.06.01	-	22.11.05	+
2103	Explosionsschutz in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Allgemeine und fallbezogene Anforderungen)	06/00	231 a 08.12.00	06/89	22.11.05	+
<u>2200 Einwirkungen von außen</u>						
2201.1 *	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze	06/90	20 a 30.01.91	06/75	20.06.00	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
2201.2 *	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 2: Baugrund	06/90	20 a 30.01.91	11/82	20.06.00	+
2201.4 *	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 4: Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile	06/90	20 a 30.01.91 Berichtigung 115 25.06.96	-	20.06.00	+
2201.5 *	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 5: Seismische Instrumentierung	06/96	216 a 19.11.96	06/77 06/90	07.11.06	+
2201.6 *	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 6: Maßnahmen nach Erdbeben	06/92	36 a 23.02.93	-	18.06.02	+
2206	Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen	11/09	3 a 07.01.10	06/92 06/00	-	+
2207	Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser	11/04	133 a 16.07.05	06/82 06/92	10.11.09	+
<u>2500 Bautechnik</u>						
2501 *	Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken	11/04	133a 16.07.05	09/88 06/02	-	+
2502 *	Mechanische Auslegung von Brennelementlagerbecken in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	06/90	20 a 30.01.91	-	20.06.00	+
<u>3000 Systeme allgemein</u>						
<u>3100 Reaktorkern und Reaktorregelung</u>						
3101.1 *	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung	02/80	92 20.05.80	-	20.06.00	+
3101.2 *	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme	12/87	44 a 04.03.88	-	10.06.97	+
(3102.1)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte	06/78	189 a 06.10.78	-	15.06.93	+
(3102.2)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 2: Wärmeübergang im Kugelhaufen	06/83	194 14.10.83	-	15.06.93	+
(3102.3)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 3: Reibungsdruckverlust in Kugelhaufen	03/81	136 a 28.07.81	-	15.06.93	+
(3102.4)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 4: Thermohydraulisches Berechnungsmodell für stationäre und quasistationäre Zustände im Kugelhaufen	11/84	40 a 27.02.85 Berichtigung 124 07.07.89	-	15.06.93	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
(3102.5)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 5: Systematische und statistische Fehler bei der thermohydraulischen Kernauslegung des Kugelhaufenreaktors	06/86	162 a 03.09.86	-	15.06.93	+
3103 *	Abschaltsysteme von Leichtwasserreaktoren	03/84	145 a 04.08.84	-	15.06.99	+
3104	Ermittlung der Abschaltreaktivität	10/79	19 a 29.01.80	-	10.11.09	+
	<u>3200 Primär- und Sekundärkreis</u>					
3201.1 *	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen	06/98	170 a 11.09.98	02/79 11/82 06/90	11.11.03	+
3201.2 *	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	06/96	216 a 19.11.96 Berichtigung 129 13.07.00	10/80 03/84	-	+
3201.3	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 3: Herstellung	01/07	9 a 17.01.08 Berichtigung 82 a 05.06.09	10/79 12/87 06/98	-	+
3201.4 *	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung	06/99	200 a 22.10.99	06/82 06/90	-	+
3203	Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren	06/01	235 a 12.12.01	03/84	07.11.06	+
3204	Reaktordruckbehälter-Einbauten	11/08	15 a 29.01.09	03/84 06/98	-	+
3205.1	Komponentenstützkonstruktionen mit nicht-integralen Anschlüssen; Teil 1: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für Primärkreis-komponenten in Leichtwasserreaktoren	06/02	189 a 10.10.02	06/82 06/91	13.07.07	+
3205.2 *	Komponentenstützkonstruktionen mit nicht-integralen Anschlüssen; Teil 2: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Systemen außerhalb des Primärkreises	06/90	41 a 28.02.91	-	20.06.00	+
3205.3	Komponentenstützkonstruktionen mit nicht-integralen Anschlüssen; Teil 3: Serienmäßige Standardhalterungen	11/06	163 31.08.07	06/89	-	+
3211.1 *	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 1: Werkstoffe	06/00	194 a 14.10.00 Berichtigung 132 19.07.01	06/91	-	+
3211.2 *	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	06/92	165 a 03.09.93 Berichtigung 111 17.06.94	-	-	+
3211.3 *	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 3: Herstellung	11/03	26 a 07.02.04	06/90	-	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
3211.4 *	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung	06/96	216 a 19.11.96	-	19.06.01	+
	<u>3300 Wärmeabfuhr</u>					
3301 *	Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren	11/84	40 a 27.02.85	-	15.06.99 1)	+
3303 *	Wärmeabfuhrsysteme für Brennelement-lagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	06/90	41 a 28.02.91	-	20.06.00	+
	<u>3400 Sicherheitseinschluss</u>					
3401.1 *	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen	09/88	37 a 22.02.89	06/80 11/82	16.06.98	+
3401.2	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	06/85	203 a 29.10.85	06/80	22.11.05	+
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	06/91	7 a 11.01.92	03/81	7.11.06	+
3402	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken - Personenschleusen	11/09	in Vorbereitung	11/76	-	-
3403 *	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken	10/80	44 a 05.03.81	11/76	19.06.01	+
3404	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen von Betriebssystemen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in den Reaktorsicherheitsbehälter	11/08	82 a 05.06.09	09/88	-	-
3405 *	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode	02/79	133 a 20.07.79	-	15.06.99	+
3407	Rohrdurchführungen durch den Reaktorsicherheitsbehälter	06/91	113 a 23.06.92	-	07.11.06	+
3409	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken - Materialschleusen	11/09	in Vorbereitung	06/79	-	-
3413	Ermittlung der Belastungen für die Auslegung des Volldrucksicherheitsbehälters gegen Störfälle innerhalb der Anlage	06/89	229 a 07.12.89	-	10.11.09	+
	<u>3500 Instrumentierung und Reaktorschutz</u>					
3501 *	Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems	06/85	203 a 29.10.85	03/77	20.06.00	+
3502 *	Störfallinstrumentierung	06/99	243 b 23.12.99	11/82 11/84	16.11.04	+
3503	Typprüfung von elektrischen Baugruppen des Reaktorschutzsystems	11/05	101a 31.05.06	06/82 11/86	-	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
3504	Elektrische Antriebe des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	11/06	245 b 30.12.06	09/88	-	+
3505	Typprüfung von Messwertgebern und Messumformern des Reaktorschutzsystems	11/05	101 a 31.05.06	11/84	-	+
3506 *	Systemprüfung der leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	11/84	40 a 27.02.85	-	18.06.02	+
3507 *	Werkprüfungen, Prüfungen nach Instandsetzung und Nachweis der Betriebsbewährung für leittechnische Einrichtungen des Sicherheitssystems	06/02	27 a 08.02.03	11/86	-	+
<u>3600 Aktivitätskontrolle und -führung</u>						
3601	Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken	11/05	101 a 31.05.06	06/90	-	+
3602	Lagerung und Handhabung von Brennelementen und zugehörigen Einrichtungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	11/03	26 a 07.02.04	06/82 06/84 06/90	11.11.08	+
3603	Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken	11/09	3 a 07.01.10	02/80 06/91	-	-
3604	Lagerung, Handhabung und innerbetrieblicher Transport radioaktiver Stoffe (mit Ausnahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken	11/05	101 a 31.05.06	06/83	-	+
3605 *	Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	06/89	229 a 07.12.89	-	16.11.04	+
<u>3700 Energie- und Medienversorgung</u>						
3701 *	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung in Kernkraftwerken	06/99	243 b 23.12.99	3701.1 (06/78) 3701.2 (06/82) 06/97	16.11.04	+
3702	Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken	06/00	159 a 24.08.00	3702.1 (06/88) 3702.2 (06/91)	22.11.05	+
3703 *	Notstromanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten in Kernkraftwerken	06/99	243 b 23.12.99	06/86	16.11.04	+
3704 *	Notstromanlagen mit Gleichstrom-Wechselstrom-Umformern in Kernkraftwerken	06/99	243 b 23.12.99	06/84	16.11.04	+
3705	Schaltanlagen, Transformatoren und Verteilungsnetze zur elektrischen Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	11/06	245 b 30.12.06	09/88 06/99	-	+
3706	Sicherstellung des Erhalts der Kühlmittelverlust-Störfallfestigkeit von Komponenten der Elektro- und Leittechnik in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke	06/00	159 a 24.08.00	-	22.11.05	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzei- ger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
	<u>3900 Systeme, sonstige</u>					
3901 *	Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke	11/04	35 a 19.02.05	03/77 03/81	-	+
3902 *	Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken	06/99	144 a 05.08.99	11/75 06/78 11/83 06/92	16.11.04	+
3903 *	Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken	06/99	144 a 05.08.99	11/82 06/93	16.11.04	+
3904	Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken	11/07	9 a 17.01.08	09/88	-	+
3905 *	Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken	06/99	200 a 22.10.99 Berichtigung 129 13.07.00 136 22.07.00	06/94	-	+
* Regel in Überarbeitung () 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) Der KTA hat auf seiner 43. Sitzung am 27.06.89 "Hinweise für den Benutzer der Regel KTA 3301 (11/84)" beschlossen.						

Text der Konvention

Text des Übereinkommens

Convention on Nuclear Safety

Text

PREAMBLE

THE CONTRACTING PARTIES

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

HAVE AGREED as follows:

Übereinkommen über nukleare Sicherheit

Text in deutscher Übersetzung

PRÄAMBEL

DIE VERTRAGSPARTEIEN

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

sind wie folgt übereingekommen:

CHAPTER 1 OBJECTIVES, DEFINITIONS AND SCOPE OF APPLICATION

ARTICLE 1 OBJECTIVES

The objectives of this Convention are:

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

ARTICLE 2 DEFINITIONS

For the purpose of this Convention:

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

ARTICLE 3 SCOPE OF APPLICATION

This Convention shall apply to the safety of nuclear installations.

KAPITEL 1 ZIELE, BEGRIFFSBESTIMMUNGEN UND ANWENDUNGSBEREICH

Artikel 1 Ziele

Ziele dieses Übereinkommens sind:

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

Artikel 2 Begriffsbestimmungen

Im Sinne dieses Übereinkommens bedeutet

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

Artikel 3 Anwendungsbereich

Dieses Übereinkommen findet auf die Sicherheit von Kernanlagen Anwendung.

**CHAPTER 2
OBLIGATIONS**
a) General Provisions

ARTICLE 4 IMPLEMENTING MEASURES

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

ARTICLE 5 REPORTING

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

**ARTICLE 6 EXISTING NUCLEAR
INSTALLATIONS**

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

b) Legislation and regulation

**ARTICLE 7 LEGISLATIVE AND REGULATORY
FRAMEWORK**

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

**KAPITEL 2
VERPFLICHTUNGEN**
a) Allgemeine Bestimmungen

Artikel 4 Durchführungsmaßnahmen

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

Artikel 5 Berichterstattung

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

Artikel 6 Vorhandene Kernanlagen

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

b) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

Artikel 7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

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

iii) a system of regulatory inspection and assessment of nuclear installations to ascertain compliance with applicable regulations and the terms of licences;

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

iii) ein System für behördliche Prüfung und Beurteilung von Kernanlagen, um feststellen zu können, ob die einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen eingehalten werden;

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

ARTICLE 8 REGULATORY BODY

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

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

Artikel 8 Staatliche Stelle

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

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

ARTICLE 9 RESPONSIBILITY OF THE LICENCE HOLDER

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

Artikel 9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers

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

c) General Safety Considerations

c) Allgemeine Sicherheitsüberlegungen

ARTICLE 10 PRIORITY TO SAFETY

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

Artikel 10 Vorrang der Sicherheit

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

ARTICLE 11 FINANCIAL AND HUMAN RESOURCES

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

Artikel 11 Finanzmittel und Personal

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

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

ARTICLE 12 HUMAN FACTORS

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that the capabilities and limitations of human performance are taken into account throughout the life of a nuclear installation.

ARTICLE 13 QUALITY ASSURANCE

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that quality assurance programmes are established and implemented with a view to providing confidence that specified requirements for all activities important to nuclear safety are satisfied throughout the life of a nuclear installation.

ARTICLE 14 ASSESSMENT AND VERIFICATION OF SAFETY

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that:

- i) comprehensive and systematic safety assessments are carried out before the construction and commissioning of a nuclear installation and throughout its life. Such assessments shall be well documented, subsequently updated in the light of operating experience and significant new safety information, and reviewed under the authority of the regulatory body;
- ii) verification by analysis, surveillance, testing and inspection is carried out to ensure that the physical state and the operation of a nuclear installation continue to be in accordance with its design, applicable national safety requirements, and operational limits and conditions.

ARTICLE 15 RADIATION PROTECTION

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that in all operational states the radiation exposure to the workers and the public caused by a nuclear installation shall be kept as low as reasonably achievable and that no individual shall be exposed to radiation doses which exceed prescribed national dose limits.

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

Artikel 12 Menschliche Faktoren

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass die Fähigkeiten und Grenzen menschlichen Handelns während der gesamten Lebensdauer einer Kernanlage Berücksichtigung finden.

Artikel 13 Qualitätssicherung

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass Programme zur Qualitätssicherung aufgestellt und durchgeführt werden, die das Vertrauen vermitteln, dass den besonderen Anforderungen aller für die nukleare Sicherheit bedeutsamen Tätigkeiten während der gesamten Lebensdauer einer Kernanlage Genüge getan wird.

Artikel 14 Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) dass umfassende und systematische Sicherheitsbewertungen sowohl vor dem Bau und der Inbetriebnahme einer Kernanlage als auch während ihrer gesamten Lebensdauer vorgenommen werden. Solche Bewertungen sind gut zu dokumentieren, in der Folge im Licht betrieblicher Erfahrungen und bedeutender neuer Sicherheitsinformationen auf den neuesten Stand zu bringen und im Auftrag der staatlichen Stelle zu überprüfen;
- ii) dass Nachprüfungen durch Analyse, Überwachung, Erprobung und Prüfung vorgenommen werden, um sicherzustellen, dass der physische Zustand und der Betrieb einer Kernanlage seiner Auslegung, den geltenden innerstaatlichen Sicherheitsanforderungen sowie den betrieblichen Grenzwerten und Bedingungen weiterhin entsprechen.

Artikel 15 Strahlenschutz

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass die von einer Kernanlage ausgehende Strahlenbelastung für die Beschäftigten und die Öffentlichkeit in sämtlichen Betriebsphasen so gering wie vernünftigerweise erzielbar gehalten wird und dass niemand einer Strahlendosis ausgesetzt wird, welche die innerstaatlich vorgeschriebenen Grenzwerte überschreitet.

ARTICLE 16 EMERGENCY PREPAREDNESS

1. Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that there are on-site and off-site emergency plans that are routinely tested for nuclear installations and cover the activities to be carried out in the event of an emergency.

For any new nuclear installation, such plans shall be prepared and tested before it commences operation above a low power level agreed by the regulatory body.

2. Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that, insofar as they are likely to be affected by a radiological emergency, its own population and the competent authorities of the States in the vicinity of the nuclear installation are provided with appropriate information for emergency planning and response.

3. Contracting Parties which do not have a nuclear installation on their territory, insofar as they are likely to be affected in the event of a radiological emergency at a nuclear installation in the vicinity, shall take the appropriate steps for the preparation and testing of emergency plans for their territory that cover the activities to be carried out in the event of such an emergency.

d) Safety of Installations

ARTICLE 17 SITING

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that appropriate procedures are established and implemented:

i) for evaluating all relevant site-related factors likely to affect the safety of a nuclear installation for its projected lifetime;

ii) for evaluating the likely safety impact of a proposed nuclear installation on individuals, society and the environment;

iii) for re-evaluating as necessary all relevant factors referred to in sub-paragraphs (i) and (ii) so as to ensure the continued safety acceptability of the nuclear installation;

iv) for consulting Contracting Parties in the vicinity of a proposed nuclear installation, insofar as they are likely to be affected by that installation and, upon request providing the necessary information to such Contracting Parties, in order to enable them to evaluate and make their own assessment of the likely safety impact on their own territory of the nuclear installation.

Artikel 16 Notfallvorsorge

(1) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass Notfallpläne sowohl innerhalb als auch außerhalb der Kernanlage zur Verfügung stehen, die regelmäßig erprobt werden und die im Notfall zu ergreifenden Maßnahmen enthalten.

Für jede neue Kernanlage sind solche Pläne auszuarbeiten und zu erproben, bevor der Betrieb das von der staatlichen Stelle zugelassene niedrige Leistungsniveau übersteigt.

(2) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass ihre eigene Bevölkerung und die zuständigen Behörden der Staaten in der Nachbarschaft einer Kernanlage, soweit sie von einem strahlungsbedingten Notfall betroffen sein könnten, die entsprechenden Informationen für die Notfallplanung und -bekämpfung erhalten.

(3) Vertragsparteien, die in ihrem Gebiet keine Kernanlage haben, jedoch von einem radiologischen Notfall in einer benachbarten Kernanlage betroffen sein könnten, treffen die geeigneten Maßnahmen zur Vorbereitung und Erprobung von Notfallplänen für ihr Gebiet, welche die in einem solchen Notfall zu ergreifenden Maßnahmen enthalten.

d) Anlagensicherheit

Artikel 17 Standortwahl

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass geeignete Verfahren geschaffen und angewendet werden,

i) um die Bewertung aller standortbezogenen einschlägigen Faktoren zu ermöglichen, welche die Sicherheit einer Kernanlage während ihrer vorgesehenen Lebensdauer beeinträchtigen könnten;

ii) um die Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit einer vorgesehenen Kernanlage auf den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt zu ermöglichen;

iii) um soweit notwendig die Neubewertung aller einschlägigen Faktoren, auf die unter den Ziffern i und ii Bezug genommen wird, zu ermöglichen, damit die Sicherheitsakzeptanz gewährleistet bleibt;

iv) um Konsultationen mit Vertragsparteien in der Nachbarschaft einer vorgesehenen Kernanlage aufnehmen zu können, soweit sie durch diese Anlage betroffen sein könnten, und um die Übermittlung der notwendigen Informationen an solche Vertragsparteien auf deren Verlangen zu ermöglichen, damit diese die mutmaßlichen Auswirkungen auf die Sicherheit ihres Gebiets selbst beurteilen und eigene Bewertungen vornehmen können.

ARTICLE 18 DESIGN AND CONSTRUCTION

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that:

- i) the design and construction of a nuclear installation provides for several reliable levels and methods of protection (defense in depth) against the release of radioactive materials, with a view to preventing the occurrence of accidents and to mitigating their radiological consequences should they occur;
- ii) the technologies incorporated in the design and construction of a nuclear installation are proven by experience or qualified by testing or analysis;
- iii) the design of a nuclear installation allows for reliable, stable and easily manageable operation, with specific consideration of human factors and the man-machine interface.

ARTICLE 19 OPERATION

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that:

- i) the initial authorization to operate a nuclear installation is based upon an appropriate safety analysis and a commissioning programme demonstrating that the installation, as constructed, is consistent with design and safety requirements;
- ii) operational limits and conditions derived from the safety analysis, tests and operational experience are defined and revised as necessary for identifying safe boundaries for operation;
- iii) operation, maintenance, inspection and testing of a nuclear installation are conducted in accordance with approved procedures;
- iv) procedures are established for responding to anticipated operational occurrences and to accidents;
- v) necessary engineering and technical support in all safety-related fields is available throughout the lifetime of a nuclear installation;
- vi) incidents significant to safety are reported in a timely manner by the holder of the relevant licence to the regulatory body;
- vii) programmes to collect and analyse operating experience are established, the results obtained and the conclusions drawn are acted upon and that existing mechanisms are used to share important experience with international bodies and with other operating organizations and regulatory bodies;

Artikel 18 Auslegung und Bau

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) dass die Auslegung und der Bau einer Kernanlage mehrere zuverlässige Ebenen und Methoden zum Schutz (in die Tiefe gestaffelte Abwehr) gegen die Freisetzung radioaktiven Materials vorsehen, um Unfälle zu verhüten und, falls sie eintreten, ihre radiologischen Folgen zu mildern;
- ii) dass sich die bei der Auslegung und dem Bau einer Kernanlage eingesetzten Techniken durch Erfahrung beziehungsweise durch Erprobung oder Analyse bewährt haben;
- iii) dass die Auslegung einer Kernanlage den zuverlässigen, beständigen und leicht zu handhabenden Betrieb ermöglicht, wobei die menschlichen Faktoren und die Schnittstelle Mensch/Maschine besondere Berücksichtigung finden.

Artikel 19 Betrieb

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) dass die Erlaubnis für den Betriebsbeginn einer Kernanlage auf einer geeigneten Sicherheitsanalyse und einem Programm zur Inbetriebnahme beruht, aus denen hervorgeht, dass die Anlage, wie sie gebaut wurde, den Auslegungs- und Sicherheitsanforderungen entspricht;
- ii) dass die aus der Sicherheitsanalyse, den Erprobungen und der Betriebserfahrung hervorgehenden betrieblichen Grenzwerte und Bedingungen festgelegt und bei Bedarf überarbeitet werden, um die Grenzen eines sicheren Betriebs festzustellen;
- iii) dass Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung einer Kernanlage in Übereinstimmung mit genehmigten Verfahren erfolgen;
- iv) dass Verfahren festgelegt sind, um auf mögliche Betriebsstörungen und Unfälle zu reagieren;
- v) dass die notwendige ingenieurtechnische und technische Unterstützung in allen sicherheitsbezogenen Bereichen während der gesamten Lebensdauer der Kernanlage zur Verfügung steht;
- vi) dass für die Sicherheit bedeutsame Ereignisse vom Inhaber der entsprechenden Genehmigung der staatlichen Stelle rechtzeitig gemeldet werden;
- vii) dass Programme zur Sammlung und Analyse von Betriebserfahrungen aufgestellt werden, die erzielten Ergebnisse und Schlußfolgerungen als Grundlage des Handelns dienen und dass vorhandene Mechanismen dazu genutzt werden, um wichtige Erfahrungen mit internationalen Gremien, anderen Betreiberorganisationen und staatlichen Stellen auszutauschen;

viii) the generation of radioactive waste resulting from the operation of a nuclear installation is kept to the minimum practicable for the process concerned, both in activity and in volume, and any necessary treatment and storage of spent fuel and waste directly related to the operation and on the same site as that of the nuclear installation take into consideration conditioning and disposal.

viii) dass die Erzeugung radioaktiven Abfalls durch den Betrieb einer Kernanlage sowohl hinsichtlich der Aktivität als auch des Volumens auf das für das jeweilige Verfahren mögliche Mindestmaß beschränkt wird und dass bei jeder notwendigen Behandlung und Lagerung von abgebranntem Brennstoff und Abfall, die mit dem Betrieb in unmittelbarem Zusammenhang stehen und auf demselben Gelände der Kernanlage stattfinden, Konditionierung und Beseitigung Berücksichtigung finden.

CHAPTER 3 MEETINGS OF THE CONTRACTING PARTIES

KAPITEL 3 TAGUNGEN DER VERTRAGSPARTEIEN

ARTICLE 20 REVIEW MEETINGS

1. The Contracting Parties shall hold meetings (hereinafter referred to as "review meetings") for the purpose of reviewing the reports submitted pursuant to Article 5 in accordance with the procedures adopted under Article 22.

2. Subject to the provisions of Article 24 sub-groups comprised of representatives of Contracting Parties may be established and may function during the review meetings as deemed necessary for the purpose of reviewing specific subjects contained in the reports.

3. Each Contracting Party shall have a reasonable opportunity to discuss the reports submitted by other Contracting Parties and to seek clarification of such reports.

Artikel 20 Überprüfungstagungen

(1) Die Vertragsparteien halten Tagungen (im folgenden als „Überprüfungstagungen“ bezeichnet) ab zur Überprüfung der nach Artikel 5 in Übereinstimmung mit den nach Artikel 22 angenommenen Verfahren vorgelegten Berichte.

(2) Vorbehaltlich des Artikels 24 können aus Vertretern der Vertragsparteien zusammengesetzte Untergruppen gebildet werden, die während der Überprüfungstagungen tätig werden, sofern dies zum Zweck der Überprüfung in den Berichten enthaltener besonderer Themen als notwendig erachtet wird.

(3) Jede Vertragspartei erhält angemessene Gelegenheit, die von anderen Vertragsparteien vorgelegten Berichte zu erörtern und Klarstellung zu diesen Berichten zu suchen.

ARTICLE 21 TIMETABLE

1. A preparatory meeting of the Contracting Parties shall be held not later than six months after the date of entry into force of this Convention.

2. At this preparatory meeting, the Contracting Parties shall determine the date for the first review meeting. This review meeting shall be held as soon as possible, but not later than thirty months after the date of entry into force of this Convention.

3. At each review meeting, the Contracting Parties shall determine the date for the next such meeting. The interval between review meetings shall not exceed three years.

Artikel 21 Zeitplan

(1) Eine Vorbereitungstagung der Vertragsparteien findet spätestens sechs Monate nach Inkrafttreten dieses Übereinkommens statt.

(2) Auf dieser Vorbereitungstagung legen die Vertragsparteien den Zeitpunkt für die erste Überprüfungstagung fest. Diese Überprüfungstagung findet so bald wie möglich statt, spätestens jedoch dreißig Monate nach Inkrafttreten dieses Übereinkommens.

(3) Auf jeder Überprüfungstagung legen die Vertragsparteien den Zeitpunkt für die nächste Überprüfungstagung fest. Die Zeitspanne zwischen den Überprüfungstagungen darf drei Jahre nicht überschreiten.

ARTICLE 22 PROCEDURAL ARRANGEMENTS

1. At the preparatory meeting held pursuant to Article 21 the Contracting Parties shall prepare and adopt by consensus Rules of Procedure and Financial Rules. The Contracting Parties shall establish in particular and in accordance with the Rules of Procedure:

Artikel 22 Verfahrensregelungen

(1) Auf der nach Artikel 21 abgehaltenen Vorbereitungstagung arbeiten die Vertragsparteien eine Geschäftsordnung und Finanzregeln aus und nehmen diese durch Konsens an. Die Vertragsparteien legen insbesondere und in Übereinstimmung mit der Geschäftsordnung folgendes fest:

- i) guidelines regarding the form and structure of the reports to be submitted pursuant to Article 5;
- ii) a date for the submission of such reports;
- iii) the process for reviewing such reports.

2. At review meetings the Contracting Parties may, if necessary, review the arrangements established pursuant to sub-paragraphs (i)-(iii) above, and adopt revisions by consensus unless otherwise provided for in the Rules of Procedure. They may also amend the Rules of Procedure and the Financial Rules, by consensus.

ARTICLE 23 EXTRAORDINARY MEETINGS

An extraordinary meeting of the Contracting Parties shall be held:

- i) if so agreed by a majority of the Contracting Parties present and voting at a meeting, abstentions being considered as voting; or
- ii) at the written request of a Contracting Party, within six months of this request having been communicated to the Contracting Parties and notification having been received by the secretariat referred to in Article 28, that the request has been supported by a majority of the Contracting Parties.

ARTICLE 24 ATTENDANCE

1. Each Contracting Party shall attend meetings of the Contracting Parties and be represented at such meetings by one delegate, and by such alternates, experts and advisers as it deems necessary.

2. The Contracting Parties may invite, by consensus, any intergovernmental organization which is competent in respect of matters governed by this Convention to attend, as an observer, any meeting, or specific sessions thereof. Observers shall be required to accept in writing, and in advance, the provisions of Article 27.

ARTICLE 25 SUMMARY REPORTS

The Contracting Parties shall adopt, by consensus, and make available to the public a document addressing issues discussed and conclusions reached during a meeting.

ARTICLE 26 LANGUAGES

1. The languages of meetings of the Contracting Parties shall be Arabic, Chinese, English, French, Russian and Spanish unless otherwise provided in the Rules of Procedure.

- i) Richtlinien hinsichtlich Form und Gliederung der nach Artikel 5 vorzulegenden Berichte;
- ii) den Zeitpunkt für die Vorlage der Berichte;
- iii) das Verfahren zur Überprüfung der Berichte.

(2) Auf den Überprüfungstagungen können die Vertragsparteien erforderlichenfalls die unter den Ziffern i bis iii des Absatzes 1 getroffenen Vereinbarungen überprüfen und Änderungen durch Konsens annehmen, sofern in der Geschäftsordnung nichts anderes vorgesehen ist. Sie können auch die Geschäftsordnung und die Finanzregeln durch Konsens ändern.

Artikel 23 Außerordentliche Tagungen

Eine außerordentliche Tagung der Vertragsparteien

- i) findet statt, wenn dies von der Mehrheit der auf einer Tagung anwesenden und abstimmenden Vertragsparteien vereinbart wird, wobei Enthaltungen als abgegebene Stimmen gelten,
- ii) findet statt auf schriftliches Ersuchen einer Vertragspartei innerhalb von sechs Monaten, nachdem dieses Ersuchen den Vertragsparteien übermittelt wurde und bei dem in Artikel 28 bezeichneten Sekretariat die Notifikation eingegangen ist, dass das Ersuchen von der Mehrheit der Vertragsparteien unterstützt wird.

Artikel 24 Teilnahme

(1) Jede Vertragspartei nimmt an den Tagungen der Vertragsparteien teil; sie ist durch einen Delegierten und so viele Vertreter, Sachverständige und Berater vertreten, wie sie für erforderlich hält.

(2) die Vertragsparteien können durch Konsens jede zwischenstaatliche Organisation, die für die durch dieses Übereinkommen erfaßten Angelegenheiten zuständig ist, zur Teilnahme als Beobachter an jeder Tagung oder an einzelnen Sitzungen einer Tagung einladen. Von den Beobachtern wird verlangt, zuvor die Bestimmungen des Artikel 27 schriftlich anzuerkennen.

Artikel 25 Zusammenfassende Berichte

Die Vertragsparteien nehmen durch Konsens ein Dokument an, das die auf einer Tagung erörterten Fragen und gezogenen Schlußfolgerungen enthält, und machen es der Öffentlichkeit zugänglich.

Artikel 26 Sprachen

(1) Die Sprachen auf den Tagungen der Vertragsparteien sind Arabisch, Chinesisch, Englisch, Französisch, Russisch und Spanisch, sofern in der Geschäftsordnung nichts anderes vorgesehen ist.

2. Reports submitted pursuant to Article 5 shall be prepared in the national language of the submitting Contracting Party or in a single designated language to be agreed in the Rules of Procedure. Should the report be submitted in a national language other than the designated language, a translation of the report into the designated language shall be provided by the Contracting Party.

3. Notwithstanding the provisions of paragraph 2, if compensated, the secretariat will assume the translation into the designated language of reports submitted in any other language of the meeting.

(2) Die nach Artikel 5 vorgelegten Berichte werden in der Landessprache der Vertragspartei abgefaßt, die den Bericht vorlegt, oder in einer einzigen in der Geschäftsordnung zu vereinbarenden bezeichneten Sprache. Sollte der Bericht in einer anderen als der bezeichneten Landessprache vorgelegt werden, stellt die Vertragspartei eine Übersetzung des Berichts in die bezeichnete Sprache zur Verfügung.

(3) Ungeachtet des Absatzes 2 wird das Sekretariat gegen Kostenerstattung die Übersetzung der in einer anderen Tagungssprache vorgelegten Berichte in die bezeichnete Sprache übernehmen.

ARTICLE 27 CONFIDENTIALITY

1. The provisions of this Convention shall not affect the rights and obligations of the Contracting Parties under their law to protect information from disclosure. For the purposes of this Article, "information" includes, inter alia, (i) personal data; (ii) information protected by intellectual property rights or by industrial or commercial confidentiality; and (iii) information relating to national security or to the physical protection of nuclear materials or nuclear installations.

2. When, in the context of this Convention, a Contracting Party provides information identified by it as protected as described in paragraph 1, such information shall be used only for the purposes for which it has been provided and its confidentiality shall be respected.

3. The content of the debates during the reviewing of the reports by the Contracting Parties at each meeting shall be confidential.

Artikel 27 Vertraulichkeit

(1) Dieses Übereinkommen läßt die Rechte und Pflichten der Vertragsparteien aus ihren Rechtsvorschriften zum Schutz von Informationen vor einer Preisgabe unberührt. Im Sinne des Artikels umfaßt der Ausdruck „Informationen“ unter anderem i) personenbezogene Daten, ii) durch Rechte des geistigen Eigentums oder durch industrielle oder gewerbliche Geheimhaltung geschützte Informationen und iii) Informationen in bezug auf die nationale Sicherheit oder den physischen Schutz von Kernmaterial oder Kernanlagen.

(2) Stellt eine Vertragspartei im Zusammenhang mit diesem Übereinkommen Informationen zur Verfügung, die sie nach der Beschreibung im Absatz 1 als geschützte Informationen eingestuft hat, so werden diese ausschließlich für die Zwecke verwendet, für die sie zur Verfügung gestellt wurden; die Vertraulichkeit dieser Informationen ist zu wahren.

(3) Der Inhalt der Debatten während der Überprüfung der Berichte durch die Vertragsparteien auf jeder Tagung ist vertraulich.

ARTICLE 28 SECRETARIAT

1. The International Atomic Energy Agency, (hereinafter referred to as the "Agency") shall provide the secretariat for the meetings of the Contracting Parties.

2. The secretariat shall:

i) convene, prepare and service the meetings of the Contracting Parties;

ii) transmit to the Contracting Parties information received or prepared in accordance with the provisions of this Convention.

The costs incurred by the Agency in carrying out the functions referred to in sub-paragraphs i) and (ii) above shall be borne by the Agency as part of its regular budget.

Artikel 28 Sekretariat

(1) Die Internationale Atomenergie-Organisation (im folgenden als „Organisation“ bezeichnet) stellt für die Tagungen der Vertragsparteien das Sekretariat zur Verfügung.

(2) Das Sekretariat

i) beruft die Tagungen der Vertragsparteien ein, bereitet sie vor und stellt auf den Tagungen die Dienstleistungen zur Verfügung;

ii) übermittelt den Vertragsparteien die aufgrund dieses Übereinkommens eingegangenen oder vorbereiteten Informationen.

Die der Organisation durch die unter den Ziffern i und ii genannten Aufgaben entstandenen Kosten werden von der Organisation als Teil ihres ordentlichen Haushalts getragen.

3. The Contracting Parties may, by consensus, request the Agency to provide other services in support of meetings of the Contracting Parties. The Agency may provide such services if they can be undertaken within its programme and regular budget. Should this not be possible, the Agency may provide such services if voluntary funding is provided from another source.

(3) Die Vertragsparteien können durch Konsens die Organisation ersuchen, weitere Dienstleistungen zur Unterstützung der Tagungen der Vertragsparteien zu erbringen. Die Organisation kann solche Dienste leisten, falls diese im Rahmen ihres Programms und ihres ordentlichen Haushalts erbracht werden können. Sollte dies nicht möglich sein, kann die Organisation solche Dienstleistungen erbringen, falls freiwillige Finanzmittel aus anderen Quellen zur Verfügung gestellt werden.

CHAPTER 4 FINAL CLAUSES AND OTHER PROVISIONS

KAPITEL 4 SCHLUSSKLAUSELN UND SONSTIGE BESTIMMUNGEN

ARTICLE 29 RESOLUTION OF DISAGREEMENTS

In the event of a disagreement between two or more Contracting Parties concerning the interpretation or application of this Convention, the Contracting Parties shall consult within the framework of a meeting of the Contracting Parties with a view to resolving the disagreement.

Artikel 29 Beilegung von Meinungsverschiedenheiten

Im Fall einer Meinungsverschiedenheit zwischen zwei oder mehr Vertragsparteien über die Auslegung oder Anwendung dieses Übereinkommens konsultieren die Vertragsparteien einander im Rahmen einer Tagung der Vertragsparteien zur Beilegung dieser Meinungsverschiedenheit.

ARTICLE 30 SIGNATURE, RATIFICATION, ACCEPTANCE, APPROVAL, ACCESSION

1. This Convention shall be open for signature by all States at the Headquarters of the Agency in Vienna from 20 September 1994 until its entry into force.

2. This Convention is subject to ratification, acceptance or approval by the signatory States.

3. After its entry into force, this Convention shall be open for accession by all States.

4. i) This Convention shall be open for signature or accession by regional organizations of an integration or other nature, provided that any such organization is constituted by sovereign States and has competence in respect of the negotiation, conclusion and application of international agreements in matters covered by this Convention.

ii) In matters within their competence, such organizations shall, on their own behalf, exercise the rights and fulfil the responsibilities which this Convention attributes to States Parties

iii) When becoming party to this Convention, such an organization shall communicate to the Depositary referred to in Article 34, a declaration indicating which States are members thereof, which articles of this Convention apply to it, and the extent of its competence in the field covered by those articles.

iv) Such an organization shall not hold any vote additional to those of its Member States.

Artikel 30 Unterzeichnung, Ratifikation, Annahme, Genehmigung und Beitritt

(1) Dieses Übereinkommen liegt für alle Staaten vom 20. September 1994 bis zu seinem Inkrafttreten am Sitz der Organisation in Wien zur Unterzeichnung auf.

(2) Dieses Übereinkommen bedarf der Ratifikation, Annahme oder Genehmigung durch die Unterzeichnerstaaten.

(3) Nach seinem Inkrafttreten steht dieses Übereinkommen für alle Staaten zum Beitritt offen.

(4) i) Dieses Übereinkommen steht für regionale Organisationen mit Integrations- oder anderem Charakter zur Unterzeichnung oder zum Beitritt offen, sofern diese von souveränen Staaten gebildet sind und für das Aushandeln, den Abschluß und die Anwendung internationaler Übereinkünfte betreffend die durch das Übereinkommen erfaßten Angelegenheiten zuständig sind.

ii) Bei Angelegenheiten, die in ihren Zuständigkeitsbereich fallen, handeln diese Organisationen bei Ausübung der Rechte und Erfüllung der Pflichten, die dieses Übereinkommen den Vertragsstaaten zuweist, im eigenen Namen.

iii) Wird eine solche Organisation Vertragspartei dieses Übereinkommens, so übermittelt sie dem in Artikel 34 bezeichneten Verwahrer eine Erklärung, in der sie angibt, welche Staaten Mitglieder der Organisation sind, welche Artikel des Übereinkommens auf sie anwendbar sind und welches der Umfang ihrer Zuständigkeit in dem von diesen Artikeln geregelten Bereich darstellt.

iv) Eine solche Organisation besitzt keine zusätzliche Stimme neben den Stimmen ihrer Mitgliedsstaaten.

5. Instruments of ratification, acceptance, approval or accession shall be deposited with the Depositary.

(5) Die Ratifikations-, Annahme-, Genehmigungs- oder Beitrittsurkunden werden beim Verwahrer hinterlegt.

ARTICLE 31 ENTRY INTO FORCE

1. This Convention shall enter into force on the ninetieth day after the date of deposit with the Depositary of the twenty- second instrument of ratification, acceptance or approval, including the instruments of seventeen States, each having at least one nuclear installation which has achieved criticality in a reactor core.

2. For each State or regional organization of an integration of other nature which ratifies, accepts, approves or accedes to this Convention after the date of deposit of the last instrument required to satisfy the conditions set forth in paragraph 1, this Convention shall enter into force on the ninetieth day after the date of deposit with the Depositary of the appropriate instrument by such a State or organization.

Artikel 31 Inkrafttreten

(1) Dieses Übereinkommen tritt am neunzigsten Tag nach Hinterlegung der zweiundzwanzigsten Ratifikations-, Annahme- oder Genehmigungsurkunde beim Verwahrer in Kraft, einschließlich der Urkunden von siebzehn Staaten, von denen jeder über mindestens eine Kernanlage verfügt, bei der ein Reaktorkern einen kritischen Zustand erreicht hat.

(2) Für jeden Staat oder jede regionale Organisation mit Integrations- oder anderem Charakter, die dieses Übereinkommen nach Hinterlegung der letzten, zur Erfüllung der in Absatz 1 genannten Bedingungen notwendigen Urkunde ratifizieren, annehmen, genehmigen oder ihm beitreten, tritt das Übereinkommen am neunzigsten Tag nach Hinterlegung der entsprechenden Urkunde beim Verwahrer durch diesen Staat oder diese Organisation in Kraft.

ARTICLE 32 AMENDMENTS TO THE CONVENTION

1. Any Contracting party may propose an amendment to this Convention. Proposed amendments shall be considered at a review meeting or an extraordinary meeting.

2. The text of any proposed amendment and the reasons for it shall be provided to the Depositary who shall communicate the proposal to the Contracting Parties promptly and at least ninety days before the meeting for which it is submitted for consideration. Any comments received on such a proposal shall be circulated by the Depositary to the Contracting Parties.

3. The Contracting Parties shall decide after consideration of the proposed amendment whether to adopt it by consensus, or, in the absence of consensus, to submit it to a Diplomatic Conference. A decision to submit a proposed amendment to a Diplomatic Conference shall require a two-thirds majority vote of the Contracting parties present and voting at the meeting, provided that at least one half of the Contracting Parties are present at the time of voting. Abstentions shall be considered as voting.

Artikel 32 Änderungen des Übereinkommens

(1) Jede Vertragspartei kann Änderungen dieses Übereinkommens vorschlagen. Änderungsvorschläge werden auf einer Überprüfungstagung oder einer außerordentlichen Tagung geprüft.

(2) Der Wortlaut jedes Änderungsvorschlags und die Begründung dafür werden dem Verwahrer vorgelegt, der den Vertragsparteien den Vorschlag umgehend bis spätestens neunzig Tage vor der Tagung, auf der er geprüft werden soll, übermittelt. Alle zu einem solchen Vorschlag eingegangenen Stellungnahmen werden den Vertragsparteien vom Verwahrer übermittelt.

(3) Die Vertragsparteien beschließen nach Prüfung der vorgeschlagenen Änderung, ob sie diese durch Konsens annehmen oder, falls ein Konsens nicht zustande kommt, ob sie sie einer Diplomatischen Konferenz vorlegen. Für den Beschluß, eine vorgeschlagene Änderung einer Diplomatischen Konferenz vorzulegen, ist die Zweidrittelmehrheit der auf der Tagung anwesenden und abstimmenden Vertragsparteien erforderlich, mit der Maßgabe, dass mindestens die Hälfte der Vertragsparteien zum Zeitpunkt der Abstimmung anwesend ist. Enthaltungen gelten als abgegebene Stimmen.

4. The Diplomatic Conference to consider and adopt amendments to this Convention shall be convened by the Depositary and held no later than one year after the appropriate decision taken in accordance with paragraph 3 of this Article. The Diplomatic Conference shall make every effort to ensure amendments are adopted by consensus. Should this not be possible, amendments shall be adopted with a two-thirds majority of all Contracting Parties.

5. Amendments to this Convention adopted pursuant to paragraphs 3 and 4 above shall be subject to ratification, acceptance, approval, or confirmation by the Contracting Parties and shall enter into force for those Contracting Parties which have ratified, accepted, approved or confirmed them on the ninetieth day after the receipt by the Depositary of the relevant instruments by at least three fourths of the Contracting Parties. For a Contracting Party which subsequently ratifies, accepts, approves or confirms the said amendments, the amendments will enter into force on the ninetieth day after that Contracting Party has deposited its relevant instrument.

(4) Die Diplomatische Konferenz zur Prüfung und Annahme von Änderungen dieses Übereinkommens wird vom Verwahrer einberufen; sie findet spätestens ein Jahr nach dem diesbezüglichen Beschluß in Übereinstimmung mit Absatz 3 statt. Die Diplomatische Konferenz bemüht sich nach besten Kräften sicherzustellen, dass Änderungen durch Konsens angenommen werden. Ist dies nicht möglich, werden Änderungen mit Zweidrittelmehrheit aller Vertragsparteien angenommen.

(5) Änderungen dieses Übereinkommens, die nach den Absätzen 3 und 4 angenommen wurden, bedürfen der Ratifikation, Annahme, Genehmigung oder Bestätigung durch die Vertragsparteien; sie treten für die Vertragsparteien, die sie ratifiziert, angenommen, genehmigt oder bestätigt haben, am neunzigsten Tag nach Eingang der Entsprechenden Urkunden von mindestens drei Vierteln der Vertragsparteien beim Verwahrer in Kraft. Für eine Vertragspartei, welche die betreffenden Änderungen später ratifiziert, annimmt, genehmigt oder bestätigt, treten die Änderungen am neunzigsten Tag, nachdem die Vertragspartei die entsprechende Urkunde hinterlegt hat, in Kraft.

ARTICLE 33 DENUNCIATION

1. Any Contracting Party may denounce this Convention by written notification to the Depositary.

2. Denunciation shall take effect one year following the date of the receipt of the notification by the Depositary, or on such later date as may be specified in the notification.

Artikel 33 Kündigung

(1) Jede Vertragspartei kann dieses Übereinkommen durch eine an den Verwahrer gerichtete schriftliche Notifikation kündigen.

(2) Die Kündigung wird ein Jahr nach Eingang der Notifikation beim Verwahrer oder zu einem späteren in der Notifikation festgelegten Zeitpunkt wirksam.

ARTICLE 34 DEPOSITARY

1. The Director General of the Agency shall be the Depositary of this Convention.

2. The Depositary shall inform the Contracting Parties of:

i) the signature of this Convention and of the deposit of instruments of ratification, acceptance, approval or accession, in accordance with Article 30;

ii) the date on which the Convention enters into force, in accordance with Article 31;

iii. the notifications of denunciation of the Convention and the date thereof, made in accordance with Article 33;

iv) the proposed amendments to this Convention submitted by Contracting Parties, the amendments adopted by the relevant Diplomatic Conference or by the meeting of the Contracting Parties, and the date of entry into force of the said amendments, in accordance with Article 32.

Artikel 34 Verwahrer

(1) Der Generaldirektor der Organisation ist Verwahrer dieses Übereinkommens.

(2) Der Verwahrer unterrichtet die Vertragsparteien

i) von der Unterzeichnung dieses Übereinkommens und der Hinterlegung der Ratifikations-, Annahme-, Genehmigungs- oder Beitrittsurkunden nach Artikel 30;

ii) von dem Inkrafttreten dieses Übereinkommens nach Artikel 31;

iii) von den nach Artikel 33 erfolgten Notifikationen der Kündigung dieses Übereinkommens und dem Zeitpunkt der Kündigung;

iv) von den von Vertragsparteien vorgelegten Änderungsvorschlägen zu diesem Übereinkommen und den auf der entsprechenden Diplomatischen Konferenz oder der Tagung der Vertragsparteien angenommenen Änderungen sowie von den Inkrafttreten der betreffenden Änderungen nach Artikel 32.

ARTICLE 35 AUTHENTIC TEXTS

The original of this Convention of which the Arabic, Chinese, English, French, Russian and Spanish texts are equally authentic, shall be deposited with the Depositary, who shall send certified copies thereof to the Contracting Parties.

In witness whereof the undersigned, being duly authorized to that effect, have signed this Convention.

Artikel 35 Verbindliche Wortlaute

Die Urschrift dieses Übereinkommens, dessen arabischer, chinesischer, englischer, französischer, russischer und spanischer Wortlaut gleichermaßen verbindlich ist, wird beim Verwahrer hinterlegt; dieser übermittelt den Vertragsparteien beglaubigte Abschriften.

Zu Urkund dessen haben die hierzu gehörig befugten Unterzeichneten dieses Übereinkommen unterschrieben.

Done at Vienna on the 20th day of September 1994. Geschehen zu Wien am 20. September 1994.

„Der Staat schützt auch in Verantwortung für die künftigen Generationen die natürlichen Lebensgrundlagen ...“

Grundgesetz, Artikel 20 a