



Bundesministerium  
für Umwelt, Naturschutz  
und Reaktorsicherheit

# **Übereinkommen über nukleare Sicherheit**

**Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland  
für die Sechste Überprüfungstagung im März/April 2014**

# IMPRESSUM

## IMPRESSUM

- Herausgeber:** Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)  
Referat RS I 5 · Postfach 12 06 29 · 53048 Bonn  
E-Mail: [RSI5@bmu.bund.de](mailto:RSI5@bmu.bund.de) · Internet: [www.bmu.de](http://www.bmu.de)
- Redaktion:** BMU, Referat RS I 5, Allgemeine und grundsätzliche Angelegenheiten der Reaktorsicherheit, kerntechnisches Regelwerk, multilaterale regulatorische Zusammenarbeit
- Gestaltung:** design\_idee, büro\_für\_gestaltung, Erfurt  
**Druck:** BMU-Hausdruckerei
- Stand:** 26. Juni 2013 (Kabinettsbeschluss)  
**1. Auflage:** 100 Exemplare

# **Übereinkommen über nukleare Sicherheit**

**Bericht der Regierung  
der Bundesrepublik Deutschland  
für die Sechste Überprüfungstagung  
im März/April 2014**

# INHALT

<b>Einführung</b>	12
Rahmenbedingungen für die Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland	12
Übersicht über die Politik der Bundesrepublik Deutschland bezüglich der Kernenergie	12
Reaktion der Bundesrepublik Deutschland auf die Reaktorunfälle in Fukushima	12
Übersicht über das nationale nukleare Programm	14
Verpflichtungen der Bundesrepublik Deutschland aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit und Übersicht über die wichtigsten Sicherheitsfragen	14
Vorgehen bei der Erstellung des Berichts	14
<b>Zusammenfassung der wichtigsten Ergebnisse seit der 5. Überprüfungstagung</b>	16
Neubewertung der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland und Maßnahmen infolge des Reaktorunfalls im Kernkraftwerk Fukushima	16
Sicherheitsvorschriften und -regelungen	17
Durchführung der IRRS Follow-up Mission in Deutschland	18
Sicherheitsmanagement und Fachkunde des Betriebspersonals	18
Sicherheitsüberprüfungen	19
Strahlenschutz	19
Notfallschutz	19
Überblick über wichtige Sicherheitsthemen	20
Störfälle und Ereignisse größer INES 0	20
<b>6 Vorhandene Kernanlagen</b>	21
Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens	21
Betrieb der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens	24
Verwendung von Mischoxid-Brennelementen	25
Technische Änderungsgenehmigungen	25
Langfristiger Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb	25
Forschungsreaktoren	27
Weitere kerntechnische Einrichtungen	27
Überblick über wichtige Sicherheitsthemen (einschließlich Ereignisse)	28
Reaktionen in der Bundesrepublik Deutschland auf die RDB-Anzeigen in einem ausländischen Kernkraftwerk	29
Überblick über geplante Programme und Maßnahmen für eine kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit	29
Sicherheitsüberprüfungen nach § 19a AtG	29
Forschung zur Sicherheit der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens	29
Aktivitäten des BMU	30
Anlagen, für die Entscheidungen über Stilllegungen getroffen wurden	30
Position der Bundesrepublik Deutschland zur Sicherheit der Kernkraftwerke in Deutschland	31
<b>Artikel 6: Fortschritte und Veränderungen seit 2011</b>	32
<b>Artikel 6: Zukünftige Aktivitäten</b>	32
<b>7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug</b>	33
<b>7 (1) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug</b>	33
Rahmenvorgaben aufgrund der föderalen Struktur der Bundesrepublik Deutschland	33
Einbeziehung internationalen und europäischen Rechts	34
Völkerrechtliche Verträge	34
Recht der Europäischen Union	34

<b>7 (2i) Sicherheitsvorschriften und -regelungen</b>	35
<b>Innerstaatliche Sicherheitsvorschriften und -regelungen</b>	35
Gesetze, Rechtsverordnungen und Verwaltungsvorschriften	35
Bekanntmachungen des Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)	38
Sonstige Regelwerke zur Sicherheit von Kernkraftwerken	38
<b>Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks</b>	40
Nationales kerntechnisches Regelwerk	40
Internationale Regelwerksentwicklung	40
<b>7 (2ii) Genehmigungssystem</b>	41
<b>Allgemeine Bestimmungen</b>	41
<b>Atomrechtliche Genehmigungsverfahren</b>	41
Antragstellung	41
Antragsprüfung	42
Öffentlichkeitsbeteiligung	42
Umweltverträglichkeitsprüfung	43
Genehmigungsentscheidung	43
<b>7 (2iii) Behördliche Prüfung und Beurteilung (Aufsicht)</b>	43
<b>7 (2iv) Durchsetzung von Vorschriften und Bestimmungen</b>	44
Durchsetzung mittels aufsichtlicher Anordnungen, insbesondere in Eilfällen	44
Durchsetzung mittels Änderung oder Widerruf der Genehmigung	44
Verfolgung von Verstößen gegen atomrechtliche Vorschriften	45
Straftatbestände	45
Ordnungswidrigkeiten	45
Erfahrungen	45
<b>Artikel 7: Fortschritte und Veränderungen seit 2011</b>	46
<b>Artikel 7: Zukünftige Aktivitäten</b>	46
<b>8 Staatliche Stelle</b>	47
<b>8 (1) Behörden, Gremien und Organisationen</b>	47
<b>Zusammensetzung der staatlichen Stellen</b>	47
<b>Verteilung der Aufgaben und Zuständigkeiten der staatlichen Stelle auf die Behörden von Bund und Ländern</b>	49
Nachgeordnete Behörde des Bundes - Bundesamt für Strahlenschutz	49
Nachgeordnete Behörden in den Ländern	49
<b>Zusammenarbeit der Behörden der staatlichen Stelle - Länderausschuss für Atomkernenergie</b>	51
<b>Organisation und personelle Ausstattung der atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern</b>	53
Atomrechtliche Behörde des Bundes	53
Atomrechtliche Behörden der Länder	53
<b>Kompetenz der Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter der „staatlichen Stelle“</b>	55
Kompetenz und Personalentwicklung bei der atomrechtlichen Behörde des Bundes	55
Kompetenz und Personalentwicklung bei den atomrechtlichen Behörden der Länder	56
Informations- und Wissensmanagementsystem	56
<b>Finanzielle Ressourcen der „staatlichen Stelle“</b>	57
<b>Managementsysteme der „staatlichen Stelle“</b>	57
Managementsystem bei der atomrechtlichen Behörde des Bundes	57
Entwicklung von Managementsystemen bei Landesbehörden	59
<b>Unterstützung durch Bundesamt für Strahlenschutz, Beratungskommissionen und Sachverständige</b>	59
Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)	59
Reaktor-Sicherheitskommission, Strahlenschutzkommission	59
Sachverständige	60
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH	61
<b>IRRS-Selbstüberprüfung und Mission für die „staatliche Stelle“ in Deutschland</b>	61
<b>8 (2) Aufgabentrennung bei Überwachung und Nutzung der Kernenergie</b>	62
Anforderungen des Übereinkommens	62
Verwirklichung in Deutschland	62
<b>Artikel 8: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	64
<b>Artikel 8: Zukünftige Aktivitäten</b>	64

<b>9</b>	<b>Verantwortung des Genehmigungsinhabers</b>	65
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	65
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber	66
	Behördliche Überprüfung	67
	<b>Artikel 9: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	68
	<b>Artikel 9: Zukünftige Aktivitäten</b>	68
<b>10</b>	<b>Vorrang der Sicherheit</b>	69
	Gesetzliche und regulatorische Vorgaben	69
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber	70
	Sicherheitspolitik	70
	Sicherheitsmanagement	70
	Behördliche Überprüfung	70
	Interne Maßnahmen der Behörde zum Vorrang der Sicherheit	71
	<b>Artikel 10: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	72
	<b>Artikel 10: Zukünftige Aktivitäten</b>	72
<b>11</b>	<b>Finanzmittel und Personal</b>	73
<b>11 (1)</b>	<b>Finanzmittel</b>	73
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	73
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber	74
	Behördliche Überprüfung	74
<b>11 (2)</b>	<b>Personal und Personalqualifikation</b>	74
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	74
	Methoden zur Festlegung von Kompetenzanforderungen und Trainingserfordernissen	75
	Personalentwicklung	75
	Personalqualifikation	75
	Methodik zum Nachweis einer ausreichenden Anzahl von qualifiziertem Personal	77
	Überprüfung von Unterauftragnehmern	77
	Experten im Bereich der Kerntechnik	77
	Behördliche Überprüfung	77
	Kernkraftwerke im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb	78
	<b>Artikel 11: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	79
	<b>Artikel 11: Zukünftige Aktivitäten</b>	79
<b>12</b>	<b>Menschliche Faktoren</b>	80
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	80
	Berücksichtigung ergonomischer Grundsätze in der Auslegung und bei Änderungen kerntechnischer Einrichtungen	83
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber	83
	Selbstbewertung des Betreibers von Management und Organisation	83
	Auswertung von Betriebserfahrung in Bezug auf menschliche und organisatorische Faktoren	83
	Behördliche Überprüfung	83
	<b>Artikel 12: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	84
	<b>Artikel 12: Zukünftige Aktivitäten</b>	84
<b>13</b>	<b>Qualitätssicherung</b>	85
	Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	85
	Umsetzung eines integrierten Managementsystems	85
	Auditprogramme des Betreibers	86
	Auditprogramme der Betreiber bei Herstellern und Zulieferern	86
	Behördliche Überprüfung	86
	<b>Artikel 13: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	87
	<b>Artikel 13: Zukünftige Aktivitäten</b>	87
<b>14</b>	<b>Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit</b>	88

<b>14 (i) Bewertung der Sicherheit</b>	88
Anforderungen an Sicherheitsbewertungen in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren	88
Anforderungen an die Dokumentation bei Sicherheitsbewertungen in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren	89
Sicherheitsbewertungen im Aufsichtsverfahren	90
Zehnjährliche Sicherheitsüberprüfung	90
Durchgeführte Sicherheitsbewertungen	92
Deterministische Sicherheitsanalysen	92
Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA)	92
Durchgeführte Nachrüstungen und Verbesserungen sowie laufende Aktivitäten	93
Beeinträchtigung der Wasseransaugung aus dem Sumpfraum von DWR/SWR-Anlagen bei Störfällen mit Kühlmittelverlust (KMV-Störfälle)	93
Störfallverhalten von Brennelementen mit Hüllrohren aus Zirkonium-Niob	93
Deborierung	93
Software-basierte Leittechnik	93
Behördliche Überprüfung	94
Aktivitäten in Folge des Reaktorunfalls in Fukushima im März 2011	94
Sicherheitsbewertungen im Aufsichtsverfahren	94
Maßnahmen der Betreiber	96
Behördliche Überprüfung	97
<b>14 (ii) Nachprüfung der Sicherheit</b>	97
Regulatorische Anforderungen	97
Regelmäßige Sicherheitsnachweise des Betreibers	97
Alterungsmanagement	98
Maßnahmen für betreiberinterne Überprüfungen	99
WANO Peer Reviews	99
Nationale Peer Reviews	99
OSART-Missionen	100
Überprüfungen im Rahmen der staatlichen Aufsicht	100
Begleitende Prüfungen während der Errichtung, Inbetriebsetzung und Änderung	100
Prüfungen während des Betriebes	100
<b>Artikel 14: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	102
<b>Artikel 14: Zukünftige Aktivitäten</b>	102
<b>15 Strahlenschutz</b>	103
Überblick zum Regelwerk	103
Regulatorische Grundlagen	103
Anforderungen an den Schutz der Beschäftigten	103
Anforderungen an den Schutz der Bevölkerung	104
Emissions- und Immissionsüberwachung	107
Überwachung der Umweltradioaktivität/Integriertes Mess- und Informationssystem	108
Regulatorische Anforderungen an die Umsetzung des ALARA-Prinzips	109
Ergebnisse der Umsetzung der Strahlenschutzmaßnahmen durch den Betreiber	110
Exposition des Personals	110
Ableitung radioaktiver Stoffe beim Anlagenbetrieb	110
Maßnahmen zur Umsetzung des ALARA-Prinzips	114
Überwachung der Umweltradioaktivität	115
Behördliche Überprüfung und Überwachung	117
<b>Artikel 15: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	118
<b>Artikel 15: Zukünftige Aktivitäten</b>	118
<b>16 Notfallvorsorge</b>	119
Struktur und Ziele der Notfallvorsorge	119
<b>16 (1) Notfallvorsorge, Notfallpläne</b>	119
Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	119
Aufgaben und Zuständigkeiten	121
Betreiber der kerntechnischen Anlage	121
Behörden der Länder	121
Behörden des Bundes und der Länder	122

Notfallpläne und Alarmierung	123
Lagebeurteilung	124
Maßnahmen außerhalb der Anlage	125
Kriterien für Schutzmaßnahmen	125
Schutzmaßnahmen im betroffenen Gebiet zur Gefahrenabwehr	126
Schutzmaßnahmen der Strahlenschutzvorsorge zur Risikominimierung	127
Maßnahmen innerhalb der Anlage	128
Übungen	128
Übungen des Betreibers	128
Übungen der Behörden auf nationaler Ebene	129
Beteiligung an Übungen auf internationaler Ebene	130
Behördliche Überprüfung	131
<b>16 (2) Information der Bevölkerung und der Nachbarstaaten</b>	131
Information der Bevölkerung	131
Information der Nachbarstaaten	132
<b>16 (3) Notfallvorsorge bei Vertragsparteien ohne Kernanlagen</b>	132
<b>Artikel 16: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	133
<b>Artikel 16: Zukünftige Aktivitäten</b>	134
<b>17 Standortwahl</b>	135
<b>17 (i) Standortbewertung</b>	135
Anforderungen an die Standortwahl	135
Vorgehensweisen und Kriterien bei der Standortwahl	135
Auslegung gegen zivilisatorische und naturbedingte Einwirkungen von außen	136
Auslegung gegen Hochwasser	136
Auslegung gegen Erdbeben	136
Schutz gegen Flugzeugabsturz	137
Schutz gegen Explosionsdruckwelle	137
Aufsichtliche Maßnahmen	138
<b>17 (ii) Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung</b>	138
Konventionelle Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung	138
Radiologische Auswirkungen beim Betrieb der Anlage und bei Störfällen	138
Umsetzung der Anforderungen im Genehmigungsverfahren	139
<b>17 (iii) Neubewertung der standortspezifischen Gegebenheiten</b>	139
Maßnahmen zur Neubewertung	139
Ergebnisse von Standortbewertungen	140
Hochwasser	140
Erdbeben	140
Flugzeugabsturz	140
Explosionsdruckwelle	141
Aufsichtliche Bewertungen und Aktivitäten	141
<b>17 (iv) Konsultationen mit Nachbarländern</b>	141
Internationale Abkommen	141
Bilaterale Abkommen mit Nachbarstaaten	142
<b>Artikel 17: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	143
<b>Artikel 17: Zukünftige Aktivitäten</b>	144
<b>18 Auslegung und Bau</b>	145
<b>18 (i) Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzepts</b>	145
Überblick über die gesetzlichen und regulatorischen Anforderungen für Auslegung und Errichtung kerntechnischer Anlagen	145
Derzeitiger Stand der Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes und des Barrierenkonzeptes für den Einschluss radioaktiven Inventars, insbesondere hinsichtlich der Integrität der Brennstäbe, der Druckführenden Umschließung und des Sicherheitseinschlusses	146
Umsetzung der grundlegenden Sicherheitsprinzipien	146
Maßnahmen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse und zur Minimierung der radiologischen Folgen	146

Verbesserungen in der Anlagentechnik, die seit dem letzten Bericht aufgrund deterministischer und probabilistischer Bewertungen erfolgt sind	150
Behördliche Überprüfungen und Überwachung	151
<b>18 (ii) Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken</b>	152
Gesetzliche und regulatorische Anforderungen für den Einsatz von betriebsbewährten oder ausreichend geprüften Technologien	152
Maßnahmen zur Einführung bewährter Technologien	152
Werkstoffe und Konstruktion	152
Aktive Komponenten	153
Analysen, Tests und experimentelle Methoden für die Qualifizierung neuer Technologien wie digitale Leittechnik	153
Behördliche Überprüfungen und Überwachung	154
<b>18 (iii) Auslegung für einen zuverlässigen, stabilen und einfach zu handhabenden Betrieb der Anlage</b>	154
Überblick über die regulatorischen Grundlagen für einen zuverlässigen, stabilen und einfach zu handhabenden Betrieb unter besonderer Berücksichtigung menschlicher Faktoren und der Mensch-Maschine-Schnittstelle	154
Ergonomische Gestaltung von Leitständen	154
Personalqualifikation	155
Integritätskonzept	155
Von den Betreibern eingeführte Maßnahmen und technische Verbesserungen	155
Überwachung und Kontrolle durch die Aufsichtsbehörden	156
<b>Artikel 18: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	157
<b>Artikel 18: Zukünftige Aktivitäten</b>	157
<b>19 Betrieb</b>	158
<b>19 (i) Erstgenehmigung</b>	159
Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	159
Sicherheitsanalyse	159
Inbetriebsetzungsprogramm	159
Begleitende Kontrolle bei der Errichtung	160
Behördliche Aufsicht	160
<b>19 (ii) Grenzwerte und Bedingungen</b>	160
Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	160
Festlegung von Grenzwerten und Bedingungen	160
Bedarfsweise Überprüfung und Überarbeitung von Grenzwerten und Bedingungen	161
Behördliche Aufsicht	161
<b>19 (iii) Verfahren für Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung</b>	161
Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	161
Betriebshandbuch/Notfallhandbuch/Prüfhandbuch	162
Betriebshandbuch	162
Notfallhandbuch	163
Prüfhandbuch	163
Verfügbarkeit von Betriebshandbuch, Prüfhandbuch und Notfallhandbuch	164
Festlegung des Verfahrens bei Instandhaltungs- oder Änderungsarbeiten	164
Einbindung des Personals	164
Einbindung der Arbeitsabläufe in das Managementsystem	165
Behördliche Aufsicht	165
<b>19 (iv) Vorgehensweisen bei betrieblichen Ereignissen und Störfällen</b>	166
Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	166
Störungen, Stör- und Notfälle	166
Störungen (anomaler Betrieb)	166
Störfälle	166
Schutzzielorientiertes Vorgehen bei Störfällen	167
Ereignisorientiertes Vorgehen bei Störfällen	167
Notfälle	168
Behördliche Überprüfung	169

<b>19 (v) Ingenieurtechnische und technische Unterstützung</b>	169
Verfügbarkeit der ingenieurtechnischen Unterstützung	169
Interne technische Unterstützung	169
Externe technische Unterstützung	170
Behördliche Aufsicht	170
<b>19 (vi) Meldung von sicherheitsrelevanten Ereignissen</b>	170
Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	170
Meldekriterien und Meldeverfahren	171
Ereignisstatistiken	172
Dokumentation und Publikation der Ereignisse	174
INES	174
Behördliche Aufsicht	174
<b>19 (vii) Sammlung, Analyse und Austausch von Betriebserfahrungen</b>	175
Regulatorische Anforderungen	175
Auswertung der Betriebserfahrung durch die Betreiber	175
Auswertung von nationaler und internationaler Betriebserfahrung	176
Auswertung der Betriebserfahrung durch die Aufsichtsbehörden	176
Auswertung der Betriebserfahrung im Auftrag des BMU	177
Überprüfung der Übertragbarkeit	177
Erfahrungsaustausch	178
Internationale Datenbanken	178
Behördliche Aufsicht	178
Programme zum Erfahrungsaustausch	178
<b>19 (viii) Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente</b>	178
Gesetzliche und regulatorische Anforderungen	178
Lagerung abgebrannter Brennelemente	179
Anlagen im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb	179
Standort-Zwischenlager	179
Behandlung, Konditionierung und Beseitigung radioaktiver Abfälle	180
Minimierung der Abfallmenge	180
Entsorgung	180
Freigabe	180
Behördliche Aufsicht	180
<b>Artikel 19: Fortschritte und Veränderungen seit 2010</b>	181
KTA-Regelanpassung: Anforderung an die Qualitätssicherung und Dokumentation	181
Weitere KTA-Regeländerungen aufgrund von Betriebserfahrungen	181
<b>Artikel 19: Zukünftige Aktivitäten</b>	182
<b>Anhang 1: Kernkraftwerke</b>	183
<b>Anhang 2: Forschungsreaktoren</b>	189
<b>Anhang 3: Störfälle und auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe (für DWR und SWR), die bei den im Berichtszeitraum durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen (→ Tabelle 14-1) gemäß PSÜ-Leitfaden [3-74.1] herangezogen wurden</b>	195
<b>Anhang 4: Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale, DWR und SWR</b>	199
<b>Anhang 5: Referenzliste kerntechnisches Regelwerk</b>	209
<b>Anhang 6: Anlagenspezifische Aktivitäten und Maßnahmen in deutschen Kernkraftwerken (Auszug aus dem Nationalen Aktionsplan)</b>	237
<b>Text des Übereinkommens</b>	252
<b>Abkürzungen</b>	269

## Abbildungsverzeichnis

Abbildung 6-1	Kernkraftwerke in Deutschland	22
Abbildung 6-2	Kernkraftwerke in Deutschland im Sinne des Übereinkommens	23
Abbildung 6-3	Forschungsreaktoren in Deutschland	26
Abbildung 7-1	Regelungspyramide	35
Abbildung 8-1	Organisation der staatlichen Stelle	48
Abbildung 8-2	Länderausschuss für Atomkernenergie	51
Abbildung 8-3	Organisation der Abteilung Reaktorsicherheit und Strahlenschutz	52
Abbildung 8-4	Organisation und Personalausstattung der Unterabteilung RS I	53
Abbildung 8-5	Prinzipielle Organisation einer Abteilung eines Landesministeriums für die Überwachung der Kernenergie	54
Abbildung 8-6	Prozessmodell der Abteilung Reaktorsicherheit	58
Abbildung 15-1	Mittlere Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage	111
Abbildung 15-2	Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 2011 getrennt nach Betriebszuständen, KWO und KKS stillgelegt	111
Abbildung 15-3	Jährliche Ableitung radioaktiver Stoffe der in Betrieb befindlichen DWR und SWR mit der Fortluft	112
Abbildung 15-4	Jährliche Ableitung radioaktiver Stoffe der in Betrieb befindlichen DWR und SWR mit dem Abwasser	112
Abbildung 15-5	Strahlenexposition im Jahr 2011 in der Umgebung der in Betrieb befindlichen Anlagen durch Ableitungen mit der Fortluft	113
Abbildung 15-6	Strahlenexposition im Jahr 2011 in der Umgebung der in Betrieb befindlichen Anlagen durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser	113
Abbildung 15-7	Strahlenexposition in der Umgebung der in Betrieb befindlichen Anlagen durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft	114
Abbildung 15-8	Beispiel für die Ermittlung der Umweltradioaktivität auf Grundlage von Gamma-Ortsdosisleistungs-messungen	116
Abbildung 16-1	Struktur der Notfallvorsorge	120
Abbildung 16-2	Organisation der Notfallvorsorge	122
Abbildung 16-3	Einsatzgebiete der verschiedenen Mess- und Probenahmedienste	125
Abbildung 19-1	Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Art des Auftretens	173
Abbildung 19-2	Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Betriebszuständen und Auswirkungen auf den Betrieb (Leistungsbetrieb, An- und Abfahren)	173
Abbildung 19-3	Mittlere Anzahl ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr	174

## Tabellenverzeichnis

Tabelle 6-1	Mittlere Verfügbarkeiten der deutschen Kernkraftwerke	24
Tabelle 7-1	Rechtsverordnungen zu Schutz- und Vorsorgemaßnahmen bei Kernkraftwerken	37
Tabelle 8-1	Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder für Kernanlagen (im Sinne des Übereinkommens)	48
Tabelle 8-2	Zuordnung der regulatorischen Funktionen zu den atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern	50
Tabelle 14-1	Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke	91
Tabelle 14-2	Mittlere Anzahl wiederkehrender Prüfungen pro Jahr, exemplarisch für einen DWR der Baulinie 3 mit jährlicher Revision	98
Tabelle 15-1	Dosisgrenzwerte aus der Strahlenschutzverordnung	105
Tabelle 16-1	Ereignisgruppen zur anlagenexternen Notfallplanung	120
Tabelle 16-2	Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen	126
Tabelle 18-1	Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken (ohne Maßnahmen des Nationalen Aktionsplans nach dem Reaktorunfall in Fukushima)	149
Tabelle 19-1	Anzahl meldepflichtiger Ereignisse pro Jahr aus Kernkraftwerken nach Meldekategorien	172
Tabelle 19-2	Standort-Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente	179

# 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. Mit der Änderung des Atomgesetzes vom 6. August 2011 (13. AtG-Novelle) sind die Stromproduktionsrechte (Elektrizitätsmengen) neu festgesetzt worden. Für acht Kernkraftwerke wurde der weitere Betrieb beendet, für die noch betriebenen neun Kernkraftwerke sind zusätzlich Termine für die späteste Beendigung des Leistungsbetriebes festgesetzt worden.

### Reaktion der Bundesrepublik Deutschland auf die Reaktorunfälle in Fukushima

Unmittelbar nach dem Reaktorunfall in Fukushima begann in Deutschland eine intensive gesellschaftspolitische Diskussion zur weiteren friedlichen Nutzung der Kernenergie sowie zu den erforderlichen Lehren, die aus dem Unfall zu ziehen sind.

Als eine erste Reaktion hat die Bundesregierung zusammen mit den Ministerpräsidenten der Bundesländer mit Kernkraftwerksstandorten am 14. März 2011 beschlossen, die Sicherheit aller Kernkraftwerke in Deutschland im Fokus der Ereignisse des Reaktorunfalls in Fukushima zu überprüfen.

Dazu wurde die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) beauftragt, die anlagenspezifische Sicherheit aller deutschen Kernkraftwerke zu bewerten. Hierzu hat die RSK einen *Anforderungskatalog*<sup>1</sup> erstellt. Für die Überprüfung der deutschen Kernkraftwerke war insbesondere zu ermitteln, inwieweit die Schutzziele „Unterkritikalität“, „Kühlung der Brennelemente im Reaktordruckbehälter sowie im Brennelement-Lager-

becken“ und „Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe (Erhalt der Barrieren)“ bei Einwirkungen von außen, die über die in der bisherigen Auslegung berücksichtigten Einwirkungen hinausgehen, weiterhin erhalten bleiben (Robustheitsprüfung). Dabei wurden durch die RSK insbesondere Erdbeben- und Hochwasserereignisse mit Ausfallspostulaten (zum Beispiel lang andauernder Notstromfall, vollständiger Strom- und Notstromausfall, Ausfall des Nebenkühlwassers), Vorsorge- und Notfallmaßnahmen unter erschwerten Randbedingungen für Notfallmaßnahmen untersucht. Darüber hinaus wurden zusätzlich zivilisatorisch bedingte Ereignisse wie zum Beispiel Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwellen oder terroristische Einwirkungen und mögliche Beeinflussungen durch Nachbarblöcke untersucht.

Zusammenfassend kam die RSK am 16. Mai 2011 in ihrer *Stellungnahme*<sup>2</sup> zu dem Ergebnis, dass im Vergleich zum Kernkraftwerk in Fukushima hinsichtlich der Stromversorgung und der Berücksichtigung von Hochwasserereignissen für deutsche Anlagen eine höhere Vorsorge festzustellen ist. Weitere Robustheitsbewertungen zeigten, dass das Ergebnis nicht wesentlich von Bauart oder Alter der Kernkraftwerke bestimmt ist. Bei älteren Anlagen mit ursprünglich geringeren Auslegungsanforderungen waren in der Vergangenheit zur Sicherstellung der notwendigen Sicherheitsfunktionen zusätzliche unabhängige Notstandssysteme nachgerüstet worden. Dies führte bei älteren Anlagen zu höheren Robustheitsgraden. Weiterer Untersuchungs- und Bewertungsbedarf wurde von der RSK ausgewiesen.

Neben der fachlichen Diskussion zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke lief weiterhin eine gesellschaftspolitische Diskussion zur weiteren Nutzung der Kernenergie in Deutschland. Mit dem Ziel, einen gesellschaftlichen Konsens zur zukünftigen Energieversorgung herbeizuführen, hat die Bundesregierung Anfang April 2011 die *Ethikkommission „Sichere Energieversorgung“* einberufen. Diese Ethikkommission legte nach etwa zweimonatiger Diskussion und unter Kenntnis der Ergebnisse der RSK-Sicherheitsüberprüfung am 30. Mai 2011 ihre *Empfehlungen* vor<sup>3</sup>. Sie kommt zu dem Schluss, dass die Realität

1 „Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, verabschiedet in der 434. RSK-Sitzung vom 30. März 2011

2 RSK-Stellungnahme, „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, verabschiedet in der 437. RSK-Sitzung vom 11. bis 14. Mai 2011

3 „Deutschlands Energiewende – Ein Gemeinschaftswerk für die Zukunft“, Ethik-Kommission Sichere Energieversorgung Berlin, den 30. Mai 2011

eines Reaktorunfalls substanziellen Einfluss auf die Bewertung des Restrisikos hat. Die mögliche Unbeherrschbarkeit eines Unfalls nehme daher eine zentrale Bedeutung im nationalen Rahmen ein. Mithin solle angestrebt werden, die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität soweit wie möglich zu beschränken und innerhalb eines Jahrzehnts den Ausstieg aus der Kernenergienutzung zu vollziehen. Dieser Ausstieg sei auch möglich, weil es risikoärmere Alternativen gäbe.

Unter Einbeziehung der vorliegenden Ergebnisse der Reaktor-Sicherheitskommission und der Ethikkommission beschloss die Bundesregierung am 6. Juni 2011 einen Gesetzentwurf zur Änderung des Atomgesetzes, wonach acht Kernkraftwerke die Berechtigung zum Leistungsbetrieb verlieren. Außerdem wurde beschlossen, dass die verbliebenen neun Kernkraftwerke schrittweise bis zum Ende des Jahres 2022 dauerhaft abzuschalten sind. Das so geänderte Atomgesetz (13. AtG-Novelle) trat am 6. August 2011 in Kraft.

Parallel zu den Beratungen der RSK und der Ethikkommission wurde die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) durch das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) beauftragt, den Reaktorunfall im Kernkraftwerk Fukushima auf mögliche Übertragbarkeiten auf deutsche Anlagen zu untersuchen und eine *Weiterleitungsnachricht* zu erstellen<sup>4</sup>. Diese Weiterleitungsnachricht der GRS wurde im Februar 2012 den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder übermittelt.

Der Europäische Rat hatte am 24./25. März 2011 erklärt, dass die Sicherheit aller kerntechnischen Anlagen der EU mittels einer Risiko- und Sicherheitsbewertung („Stresstest“) überprüft werden soll. Für diesen EU-Stresstest erarbeitete die Western European Nuclear Regulators Association/Reactors Harmonisation Working Group (WENRA/RHWG) die Methodik. Der Umfang und der Ablaufplan der Überprüfungen wurden von der European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) festgelegt. Detaillierte Anforderungen zu Inhalt und Struktur der nationalen Berichte sowie zu den gegenseitigen Überprüfungen (Peer Reviews), die im Verlauf des Jahres 2012 durchgeführt wurden, wurden am 11. Oktober 2011 von ENSREG verabschiedet.

Das BMU, die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder, die Sachverständigenorganisationen von Bund und Ländern sowie die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke einigten sich am 30. Juni 2011 auf die Art und Weise der Durchführung des EU-Stresstests in Deutschland.

Der deutsche Bericht zum EU-Stresstest zeigt in Übereinstimmung mit den Ergebnissen der RSK-Sicherheitsüberprüfung, dass für die drei Schwerpunkte (Externe Ereignisse, Strom- und Kühlwasserausfall, Notfallmaßnahmen) in den Anlagen konservative und robuste Anforderungen verwirklicht wurden. Im deutschen Bericht zum EU-Stresstest wurden darüber hinaus auch die Aussagen der RSK zu zivilisatorischen Einwirkungen wie Flugzeugabsturz, Gasexplosionen außerhalb der Anlage und terroristische Angriffe dargestellt. Die Darstellungen gingen damit weit über den von ENSREG festgelegten Rahmen hinaus.

Der von ENSREG geforderte Zwischenbericht wurde von Deutschland am 15. September 2011 und der endgültige deutsche Bericht<sup>5</sup> (*Nationaler Bericht zum EU-Stresstest*) am 31. Dezember 2011 an ENSREG übermittelt.

Der deutsche Bericht ist auf den Internetseiten des BMU unter [www.bmu.de](http://www.bmu.de) sowie über die Internetseite der ENSREG unter [www.ensreg.eu](http://www.ensreg.eu) veröffentlicht worden. Zudem haben die deutschen Kernkraftwerksbetreiber ihre Standort-Berichte zum EU-Stresstest auf ihren eigenen Internetseiten veröffentlicht. Die Verknüpfungen sind in der Anlage zum deutschen Bericht enthalten.

Das Peer Review in Deutschland hat vom 19. bis 23. März 2012 stattgefunden. Vertreter des BMU, der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder, der Sachverständigenorganisationen GRS und der zuständigen TÜVe, der RSK und der Betreiber haben sich den Fragen der europäischen Experten gestellt. Der Review Report zu Deutschland bestätigt, dass für die drei Schwerpunktthemen bereits seit vielen Jahren strenge und robuste Anforderungen in den deutschen Kernkraftwerken umgesetzt sind. Das achtköpfige Experten-Team hob hervor, dass der anlageninterne Notfallschutz in den deutschen Anlagen auf einem hohen technischen Niveau umgesetzt ist. Die in Erstellung befindlichen Severe Accident Manage-

4 „Auswirkungen des Tohoku-Erdbebens an den japanischen Kernkraftwerksstandorten Fukushima Dai-ichi (1) und Dai-ni (11) am 11. März 2011 und des Niigataken Chuetsu-Oki-Erdbebens am japanischen Kernkraftwerksstandort Kashiwazaki-Kariwa am 16. Juli 2007“, WLN 2012/02, 15. Februar 2012

5 „EU-Stresstest, National Report of Germany, Implementation of the EU Stress Tests in Germany“, 31. Dezember 2011

ment Guidelines (SAMG) sollen eingeführt werden. Zusammenfassend empfehlen die internationalen Experten die internationalen Vorgehensweisen zur Bewertung von Erdbeben sowie extremer Unwetter stärker zu berücksichtigen.

Das BMU hat die RSK beauftragt, die Ergebnisse des EU-Stresstests für die deutschen Kernkraftwerke auszuwerten und bei ihren weiteren Beratungen über mögliche Verbesserungen der Sicherheit zu berücksichtigen. Diese weitergehenden Beratungen der RSK wurden im September 2012 abgeschlossen.

Zur Umsetzung aller Empfehlungen und Hinweise aus den RSK-Sicherheitsüberprüfungen, der Weiterleitungsnachricht der GRS, dem EU-Stresstest, den Ergebnissen der zweiten außerordentlichen CNS-Vertragsstaatenkonferenz und weiteren nationalen Maßnahmen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder wurde ein nationaler „*Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima*“<sup>6</sup> zusammengestellt.

Dieses Vorgehen entspricht den weiteren Vorgaben durch ENSREG (ENSREG Action Plan) zur Umsetzung der Ergebnisse des EU-Stresstests.

Deutschland hat den Nationalen Aktionsplan am 31. Dezember 2012 an ENSREG übermittelt. Der Aktionsplan ist auf den Internetseiten des BMU unter [www.bmu.de](http://www.bmu.de) sowie unter der Internetseite von ENSREG [www.ensreg.eu](http://www.ensreg.eu) veröffentlicht. Die weiteren Beschreibungen zu Umsetzungen und fachlichen Veränderungen sind in diesem Bericht in den zugehörigen Artikeln beschrieben.

## 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 sind in Deutschland insgesamt neun Kernkraftwerksblöcke zur Elektrizitätserzeugung in Betrieb. Insgesamt verfügt Deutschland über 18 Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens (→ Abbildung 6-2).

## 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 Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität 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 unter anderem die Fertigstellung und Veröffentlichung der neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, die Durchführung des Follow-up zur IRRS-Mission (IRRS = Integrated Regulatory Review Service), die Durchführung der RSK-Sicherheitsüberprüfung, die Durchführung des EU-Stresstests, sowie die Mitarbeit an der Überarbeitung der WENRA Referenz Levels für Kernkraftwerke.

## Vorgehen bei der Erstellung des Berichts

An der Erstellung des sechsten Berichtes der Regierung der Bundesrepublik Deutschland zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit haben die Organisationen in Deutschland gemeinsam mitgewirkt, die mit der Sicherheit von Kernkraftwerken befasst sind. Dies sind insbesondere die atomrechtlichen Behörden des Bundes, deren Sachverständigenorganisation, die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden 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. 4 „Guidelines regarding National Reports under the Convention on Nuclear Safety“ vom 28. Januar 2013.

<sup>6</sup> „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“, BMU, 31. Dezember 2012

Die im Bericht verwendeten Funktionsbezeichnungen für Personen schließen weibliche und männliche Personen gleichermaßen ein.

Der Bericht ist als vollständige und geschlossene Darstellung konzipiert und beschränkt sich somit nicht nur auf die Änderungen seit der fünften Überprüfungskonferenz.

Auch wenn Forschungsreaktoren keine Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens sind, wurden im Kapitel zu Artikel 6 und im Anhang 2 wie in den vorherigen Berichten Angaben zu den Forschungsreaktoren aufgenommen.

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. Das Genehmigungsverfahren und die staatliche Aufsicht sowie die Maßnahmen für die Verbesserung der nuklearen Sicherheit sind Schwerpunktthemen des sechsten Berichts. Dabei wird auch auf die Maßnahmen im Nachgang zum Reaktorunfall im Kernkraftwerk Fukushima eingegangen (→ zum Beispiel Artikel 16 oder Anhang 6).

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 Kernkraftwerke (Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens), aufgeschlüsselt nach Typ und Baulinie, 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 sowie eine Auflistung anlagenspezifischer Aktivitäten und Maßnahmen in deutschen Kernkraftwerken in Folge des Reaktorunfalls im Kernkraftwerk Fukushima.

Der deutsche Bericht basiert hauptsächlich auf

- ▶ den Ergebnissen der fünften und der früheren Überprüfungskonferenzen,
- ▶ den Ergebnissen der zweiten außerordentlichen Tagung vom August 2012,
- ▶ den Schwerpunkten der Fragen, die anlässlich der fünften Überprüfungskonferenz an Deutschland gestellt worden sind und
- ▶ den Ergebnissen der Beratungen der Ländergruppe 5 der fünften Überprüfungskonferenz.

Der Bericht des Vertragsstaates Deutschland wurde vom Kabinett der Bundesregierung bei seiner Sitzung am 26. Juni 2013 gebilligt.

# ZUSAMMENFASSUNG DER WICHTIGSTEN ERGEBNISSE SEIT DER 5. ÜBERPRÜFUNGSTAGUNG

Nachfolgend werden die wichtigsten Ergebnisse und Arbeiten auf dem Gebiet der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit seit der fünften Überprüfungstagung im Jahre 2011 dargestellt.

Die Verpflichtungen aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit sind ein wichtiges Instrument für die Fortentwicklung aller die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz beeinflussenden Faktoren. Im Folgenden wird daher auch über die weitere Entwicklung der auf der 5. Überprüfungstagung 2011 für Deutschland festgestellten Herausforderungen berichtet.

Gegenwärtig sind in Deutschland neun Kernkraftwerksblöcke in Betrieb. Außerdem befinden sich acht weitere Kernkraftwerksblöcke seit dem Jahr 2011 im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb (Betriebsphase nach Erlöschen der Berechtigung zum Leistungsbetrieb bis zur Erteilung der Stilllegungsgenehmigung). Sie gehören wie das Kernkraftwerk Obrigheim ebenfalls zu den Anlagen im Sinne des Übereinkommens.

Der folgenschwere Unfall am 11. März 2011 im japanischen Kernkraftwerk Fukushima, hervorgerufen durch ein starkes Erdbeben und einen als Folge aufgetretenen Tsunami, hat zu einem Einschnitt in die friedliche Nutzung der Kernenergie in Deutschland geführt. Gemäß dem am 6. August 2011 in Kraft getretenen 13. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes wird die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität bis spätestens Ende 2022 beendet.

Unabhängig von dem Ausstiegsbeschluss setzt die Bundesregierung die erforderlichen Rahmenbedingungen zur Gewährleistung einer hohen Sicherheit der noch verbleibenden Kernanlagen in Deutschland durch.

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

## Neubewertung der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland und Maßnahmen infolge des Reaktorunfalls im Kernkraftwerk Fukushima

Drei Tage nach dem Reaktorunfall in Fukushima beschloss die Bundesregierung, die Sicherheit aller deutschen Kernkraftwerke durch die RSK überprüfen zu lassen. Außerdem wurden vorsorglich die sieben ältesten Kernkraftwerke vorläufig abgeschaltet und die Wiederanfahr genehmigung eines weiteren Kernkraftwerks ausgesetzt. Noch im März 2011 wurde von der Bundesregierung die Ethikkommission „Sichere Energieversorgung“ mit dem Ziel einberufen, die Risiken der Kernenergienutzung unter gesamtgesellschaftlichen Aspekten bewerten zu lassen.

Die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke haben auf der Grundlage ihrer Verantwortung für die Sicherheit der Anlagen unmittelbar nach Fukushima eigene Bewertungen durchgeführt.

Die GRS hat im Auftrag des BMU die Erkenntnisse aus den Unfällen in Fukushima ausgewertet und in einer Weiterleitungsnachricht Empfehlungen zur Verbesserung der Robustheit ausgesprochen<sup>7</sup>.

Sowohl die Untersuchungen der Betreiber, als auch der GRS und RSK erbrachten keinen unmittelbaren Bedarf für sofort zu ergreifende Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke.

Die *Ethikkommission* kam zu dem Schluss, dass die mögliche Unbeherrschbarkeit eines Reaktorunfalls von zentraler gesellschaftlicher Bedeutung sei und daher der frühestmögliche Ausstieg aus der kommerziellen Nutzung der Kernenergie angestrebt werden sollte<sup>8</sup>.

Unter Kenntnisnahme der Ergebnisse und Bewertung der Sachlage entschied die Bundesregierung, die kommerzielle Elektrizitätserzeugung aus der Kernenergie bis spätestens Ende 2022 zu beenden. Die am 6. August 2011 in Kraft getretenen Änderun-

7 „Auswirkungen des Tohoku-Erdbebens an den japanischen Kernkraftwerksstandorten Fukushima Dai-ichi (1) und Dai-ni (11) am 11. März 2011 und des Niigataken Chuetsu-Oki-Erdbebens am japanischen Kernkraftwerksstandort Kashiwazaki-Kariwa am 16. Juli 2007“, WLN 2012/02, 15. Februar 2012

8 „Deutschlands Energiewende – Ein Gemeinschaftswerk für die Zukunft“, Ethik-Kommission Sichere Energieversorgung, Berlin, den 30. Mai 2011

gen im Atomgesetz bewirken den zeitlich gestaffelten Verzicht auf die Stromerzeugung durch Kernkraftwerke in Deutschland. Außerdem wurden den bereits erwähnten acht sich im Stillstand befindlichen Kernkraftwerken die Erlaubnis zur Stromerzeugung auf Dauer entzogen.

Deutschland beteiligte sich aktiv am Prozess zur Bewertung der Robustheit der europäischen Kernkraftwerke gegenüber extremen Einwirkungen von außen (EU-Stresstest) unter der Federführung der ENSREG. Sowohl die Ergebnisse aus dem EU-Stresstest als auch den nationalen Überprüfungen zeigen, dass die deutschen Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens teilweise sogar über erhebliche Sicherheitsmargen verfügen (hohe Robustheit). Dies liegt auch an den in der Vergangenheit kontinuierlich umgesetzten zusätzlichen sicherheitsverbessernden Vorsorge- und Nachrüstmaßnahmen.

Zur Umsetzung aller Empfehlungen und Hinweise aus den *RSK-Sicherheitsüberprüfungen*<sup>9</sup>, Maßnahmen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder, der Weiterleitungsnachricht der GRS, dem EU-Stresstest und der zweiten Außerordentlichen CNS-Konferenz wurde ein nationaler „*Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima*“<sup>10</sup> zusammengestellt. Die Inhalte dieses Aktionsplans betreffen sicherheitstechnische Verbesserungsvorschläge zur weiteren Erhöhung der Robustheit im auslegungsüberschreitenden Bereich und beziehen sich im Wesentlichen auf die elektrische Energieversorgung, die Nachwärmeabfuhr und den Notfallschutz. In Artikel 14 werden einige Maßnahmen exemplarisch erläutert. Eine tabellarische Auflistung der anlagenspezifischen Maßnahmen aus dem Aktionsplan ist im Anhang 6 dargelegt. Der vollständige Aktionsplan wurde im Internet auf der Homepage des BMU [www.bmu.de](http://www.bmu.de) (in deutscher Sprache) und auf [www.ensreg.eu](http://www.ensreg.eu) in englischer Sprache veröffentlicht.

Die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder haben im Rahmen des EU-Stresstests auch bestätigt, dass in den deutschen Kernanlagen keine Auslegungsdefizite bestehen und die gemäß Atomgesetz erforderliche Vorsorge gegen Schäden in allen deutschen Kernkraftwerken getroffen ist. Die Umsetzung der Maßnahmen erfolgt durch die Betreiber der Kernkraftwerke im Aufsichtsverfahren durch die Länder.

## Sicherheitsvorschriften und -regelungen

Die Richtlinie 2009/71/Euratom ist mit dem 12. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes vom 8. Dezember 2010 in nationales Recht umgesetzt worden. Mit der 13. AtG-Novelle wurde die Beendigung der Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität neu geregelt.

Durch die 1. Verordnung zur Änderung der Atomrechtlichen Zuverlässigkeitsüberprüfungs-Verordnung (AtZüV), in Kraft getreten am 22. Juni 2010, wurden unter anderem der Anwendungsbereich und die Begriffsbestimmungen neu gefasst. Ferner trat am 1. Oktober 2010 die 1. Verordnung zur Änderung der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) in Kraft. Durch diese wurden die Meldekriterien für Kernkraftwerke überarbeitet und konkretisiert.

Am 20. November 2012 haben das BMU und die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder den neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ mit fünf Anhängen zugestimmt. Sie wurden am 24. Januar 2013 im Bundesanzeiger veröffentlicht. Diese stellen eine Zusammenführung von vorhandenen Regeln, bestehender Praxis, internationalen Anforderungen und neuen wissenschaftlichen Erkenntnissen dar und schreiben die bisher gültigen „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ (Stand: 1977) und die „Störfalleitlinien“ von 1983 fort. Die aktuellen Entwicklungen und Diskussionen auf internationaler Ebene (zum Beispiel IAEA Safety Standards) und europäischer Ebene (WENRA/RHWG) wurden bei der Entwicklung des neuen kerntechnischen Regelwerkes berücksichtigt. Das neue Regelwerk repräsentiert den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Das aktualisierte Regelwerk basiert auf dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen und umfasst nunmehr auch Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz bei auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen. Zusätzlich zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ sollen 2013 Interpretationen veröffentlicht werden, die die übergeordneten Sicherheitsanforderungen konkretisieren, sowie weitere untergeordnete Anforderungen für die Fälle stellen, in denen bisher keine Anforderungen im weiterhin bestehenden Regelwerk des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) vorhanden sind.

<sup>9</sup> RSK-Stellungnahme, „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, verabschiedet in der 437. RSK-Sitzung vom 11. bis 14. Mai 2011

<sup>10</sup> „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“, BMU, 31. Dezember 2012

Die Reaktor-Sicherheitskommission hat im Zeitraum von 2010 bis 2012 insgesamt 23 Stellungnahmen und Empfehlungen zu wichtigen sicherheitstechnischen Fragestellungen veröffentlicht, zum Beispiel „Anlagentypenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“.

Die Regeln des KTA werden regelmäßig auf ihre Gültigkeit geprüft. Am 30. Januar 2013 umfasste das KTA-Regelwerk 106 Regelvorhaben. Diese setzen sich aus 93 bereits verabschiedeten Regeln und 13 Regeln in Vorbereitung zusammen. Es befinden sich davon 38 Fachregeln im Überarbeitungs- beziehungsweise Änderungsverfahren, das heißt mit den 13 Regeln in Vorbereitung befinden sich insgesamt 51 Regelvorhaben in Bearbeitung. Ein Beispiel für eine zu überarbeitende Regel ist [KTA 2201.3] „Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen – Teil 3: Bauliche Anlagen“, bei der die internationalen Regelwerksentwicklungen und die aus dem Reaktorunfall in Fukushima gewonnenen Erkenntnisse berücksichtigt und eingearbeitet worden sind.

Der „Methoden- und Datenband zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ wird hinsichtlich der Themenfelder Nichtleistungsbetrieb, Personalhandlungen, Einwirkungen von außen und PSA der Stufe 2 überprüft beziehungsweise ergänzt. Deutschland beteiligt sich auch weiterhin mit den Fachexperten aus Behörden und Sachverständigenorganisationen an der weiteren Entwicklung der internationalen kerntechnischen Regelwerke. Insbesondere beteiligte sich Deutschland durch Mitarbeit in den Regelwerksgruppen der IAEO (CSS, NUSC, WASSC, RASSC, TRANSSC und NGSC) oder durch die Finanzierung und Entsendung deutscher Fachexperten an die IAEO an der Erarbeitung und Überarbeitung der „IAEA General Safety Requirements“ und den „IAEA Safety Standards“. Damit leistet Deutschland einen aktiven Beitrag zur internationalen Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen. Die Regelwerksarbeit der IAEO wird seit 2006 zusammenfassend in einem jährlichen BMU-Bericht den atomrechtlichen Behörden, ihren Sachverständigen und der Öffentlichkeit zugänglich gemacht. Auch ein Vergleich des deutschen Regelwerks mit den aktuellen „IAEA Safety Standards“ wurde erarbeitet.

## Durchführung der IRRS Follow-up Mission in Deutschland

In Fortsetzung der in 2008 durchgeführten IRRS Mission erfolgte in 2011 eine Follow-up Mission in Zusammenarbeit mit dem Land Baden-Württemberg.

Im Rahmen dieser Mission wurde durch die Reviere die Umsetzung des Großteils der im Jahre 2008 gegebenen Empfehlungen und Hinweise festgestellt. Die übrigen Empfehlungen und Hinweise befinden sich derzeit in der Umsetzung wie zum Beispiel die Erstellung eines Aufsichtshandbuchs für das BMU und die Länder über den Vollzug des Atomgesetzes. Im Review wurden unter anderem die Öffentlichkeitsarbeit und die schnellen Reaktionen der deutschen atomrechtlichen Behörden auf den Reaktorunfall in Fukushima sowie ein Internet-Portal der Nuklearen Sicherheit für ein umfassendes Wissensmanagement besonders hervorgehoben.

## Sicherheitsmanagement und Fachkunde des Betriebspersonals

Grundlegende regulatorische Anforderungen zu dieser Thematik sind in den neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ enthalten. Detaillierte Anforderungen sind unter anderem in der überarbeiteten Regel [KTA 1402] („Integriertes Management zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken“) beschrieben.

Die Überarbeitung der Richtlinien für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal, die unter anderem angepasste Anforderungen an die Fachkunde von verantwortlichem Personal und den Inhalt der Fachkundeprüfungen enthält, wurde abgeschlossen und die Richtlinien wurden 2012 veröffentlicht. Die im VGB PowerTech e. V. Essen, organisierten Kraftwerksbetreiber haben einen Leitfaden mit Empfehlungen zur Lernerfolgskontrolle erstellt und veröffentlicht.

Auf der Basis von RSK-Empfehlungen haben die Betreiber ein Programm zur Verbesserung des professionellen Handelns aufgelegt. Dieses beinhaltet unter anderem Kommunikation, Entscheidungsfindung, Pre-Job-Briefing und andere Themen. Das Schulungsprogramm wird in den kommenden Jahren weiterentwickelt und um praktische Übungen an speziellen Human-Performance-Simulatoren erweitert. Derzeit erfolgt die Anpassung der Fachkunderichtlinien von Kernkraftwerkspersonal für den langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb.

## Sicherheitsüberprüfungen

Sicherheitsüberprüfungen (SÜ), wie sie im Atomgesetz § 19a nach jeweils zehn Jahren Betrieb gefordert sind, erfolgten seit 2010 in den Anlagen Grohnde, Biblis B sowie in Brunsbüttel und Unterweser. Für das Kernkraftwerk Biblis A und Unterweser wurde trotz des Erlöschens der Berechtigung zum Leistungsbetrieb aufgrund der 13. AtG-Novelle die SÜ Ende 2011 eingereicht. Eine umfängliche Begutachtung ist jedoch nicht mehr vorgesehen. Auch für die Ende 2010 bezüglich Biblis B vorgelegte SÜ erfolgt aufgrund des Erlöschens der Berechtigung zum Leistungsbetrieb keine abschließende Begutachtung. Aufgrund der Änderung des Atomgesetzes sind zwei weitere Sicherheitsüberprüfungen für die Anlagen Brokdorf (2016) und Gundremmingen C (2017) in der Planung.

Für die Anlagen im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb hat der Fachausschuss Reaktorsicherheit beschlossen, dass der Genehmigungsinhaber eine Sicherheitsanalyse für die Stillstands- und Nachbetriebsphase zu erstellen hat. Diese sollen sich hinsichtlich der methodischen Vorgehensweise zur Ermittlung des Betrachtungsumfangs an den Leitfäden zur Sicherheitsüberprüfung orientieren.

Außerdem erfolgten im Rahmen von WANO Peer Reviews seit 2010 Überprüfungen der Kernkraftwerke Emsland (2010), Brunsbüttel (2010), Brokdorf (2011) und GKN II (2012). Die nächsten WANO Peer Reviews für die Anlagen Grohnde, Gundremmingen und Grafenrheinfeld sind für 2013 geplant.

## Strahlenschutz

Im Berichtszeitraum wurden die Strahlenschutzverordnung und die Allgemeine Verwaltungsvorschrift (AVV) zur Ermittlung der Strahlenexposition durch Ableitungen überarbeitet und in Kraft gesetzt. Damit wurden unter anderem die rechtlichen Grundlagen für den Einsatz elektronischer Personendosimeter geschaffen. Außerdem wurden in den neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Strahlenschutzanforderungen systematisch in das Sicherheitskonzept integriert. Des Weiteren wurde mit der Überarbeitung der Richtlinie für die Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten in Kernkraftwerken begonnen.

## Notfallschutz

Im Berichtszeitraum von 2010 bis 2012 wurde eine Vielzahl an Neuerungen und Überarbeitungen von regulatorischen Dokumenten im Bereich der Notfallvorsorge durchgeführt:

Mit einer gemeinsamen Empfehlung der RSK und der Strahlenschutzkommission (SSK) im Jahr 2010 wurden die „Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ überarbeitet. Bei der Überarbeitung dieser Rahmenempfehlungen wurden der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik und die von der RSK und SSK in den zurückliegenden Jahren diesbezüglich ausgesprochenen Empfehlungen integriert.

Die SSK hat die zuletzt im Jahr 2004 veröffentlichte Empfehlung zur Verwendung von Iodtabletten zur Iodblockade der Schilddrüse bei einem kerntechnischen Unfall überprüft und 2011 mit geringfügigen Änderungen neu verabschiedet. Darüber hinaus wurde seitens der SSK der überarbeitete „Maßnahmenkatalog“ („Übersicht über Maßnahmen zur Verringerung der Strahlenexposition nach Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen“) 2010 veröffentlicht.

Vor dem Hintergrund des Reaktorunfalls in Fukushima hat das BMU die SSK im Juni 2011 beauftragt, eine Überprüfung des nationalen Regelwerkes zum anlagenexternen nuklearen Notfallschutz vorzunehmen. Dabei sollen Erkenntnisse aus dem Reaktorunfall, die Sicherheitsüberprüfung der RSK sowie Erfahrungen und Beobachtungen des Krisenstabs der SSK einfließen.

Insgesamt wird ein weiterer Ausbau der technischen und organisatorischen Zusammenarbeit zur Bewältigung radiologischer Ereignisse angestrebt (besserer Informationsaustausch zwischen Bund und Ländern sowie international). Hierzu gehören auch nationale Übungen unter Beteiligung mehrerer Bundesländer, die Einbindung externer Beobachter sowie die Durchführung von internationalen Übungen im grenznahen Raum. Dabei soll insbesondere die Realitätsnähe von Übungen verbessert werden.

Die übergeordneten Anforderungen an den Notfallschutz sind in die neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ integriert worden. Außerdem werden vor dem Hintergrund des Reaktorunfalls in Fukushima weitere Aspekte des Notfallschutzes durch die RSK und die SSK in Abstimmung mit der Arbeitsgruppe Fukushima der Innenministerkonferenz untersucht.

## Überblick über wichtige Sicherheitsthemen **Störfälle und Ereignisse größer INES 0**

Derzeit laufen Untersuchungen, um das Ereignisspektrum von möglichen Störfällen an den langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb anzupassen und den notwendigen erforderlichen Systemumfang zur Gewährleistung der Schutzziele zu definieren. Hierbei werden auch aktuelle Erkenntnisse und Vorsorgemaßnahmen, wie zum Beispiel aus dem Reaktorunfall in Fukushima und die Anforderungen aus dem neuen Regelwerk, einbezogen.

Im Nachgang des Reaktorunfalls in Fukushima erarbeitete die RSK Empfehlungen zur Erhöhung der Robustheit deutscher Kernkraftwerke für postulierte Ausfälle. Hierbei sind wichtige Bestandteile die Gewährleistung der Verfügbarkeit und Zugänglichkeit einer Notsteuerstelle während und nach naturbedingten äußeren Einwirkungen (EVA), die Verfügbarkeit von Drehstrom zur Wiederherstellung und Absicherung vitaler Sicherheitsfunktionen, erweiterte Einspeisemöglichkeiten zur Kernkühlung und die Absicherung der gefilterten Containmentdruckentlastung. Weiterhin sollen Severe Accident Management Guidelines (SAMG) für den Krisenstab bereitgestellt werden.

Im Berichtszeitraum trat in deutschen Anlagen kein Störfall im Sinne des deutschen Regelwerks auf. Es gab nur ein Ereignis der Stufe INES 1 (Abweichung von den zulässigen Bereichen für den sicheren Betrieb der Anlage). Dabei handelte es sich um eine fehlerhafte Freischaltung von Armaturen in vier Redundanzen im Notspeisesystem während der Instandhaltung eines Kernkraftwerksblockes. Ereignisse mit höherer INES-Einstufung traten nicht auf (→ Tabelle 19-1).

## 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 acht Standorten neun Kernkraftwerksblöcke mit insgesamt 12 696 Megawatt elektrisch in Betrieb (→ Abbildung 6-1). Anhang 1-1a gibt eine Übersicht über die betriebenen Kernkraftwerke.

Aufgrund des Reaktorunfalls im Kernkraftwerk Fukushima (Japan) vom 11. März 2011 beschloss die Bundesregierung am 14. März 2011, den Leistungsbetrieb des Kernkraftwerks Krümmel (Inbetriebnahme 1984) und der deutschen Kernkraftwerke, die bis einschließlich 1980 in Betrieb gegangen waren, vorerst auszusetzen. Das betraf die Kernkraftwerke Biblis A und B, GKN I, Brunsbüttel, Isar 1, Unterweser und Philippsburg 1. Die Kernkraftwerke Biblis B, Brunsbüttel und Krümmel waren zu diesem Zeitpunkt bereits betriebsbedingt vom Netz.

Für diese acht abgeschalteten und die neun noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke führte die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) eine Überprüfung

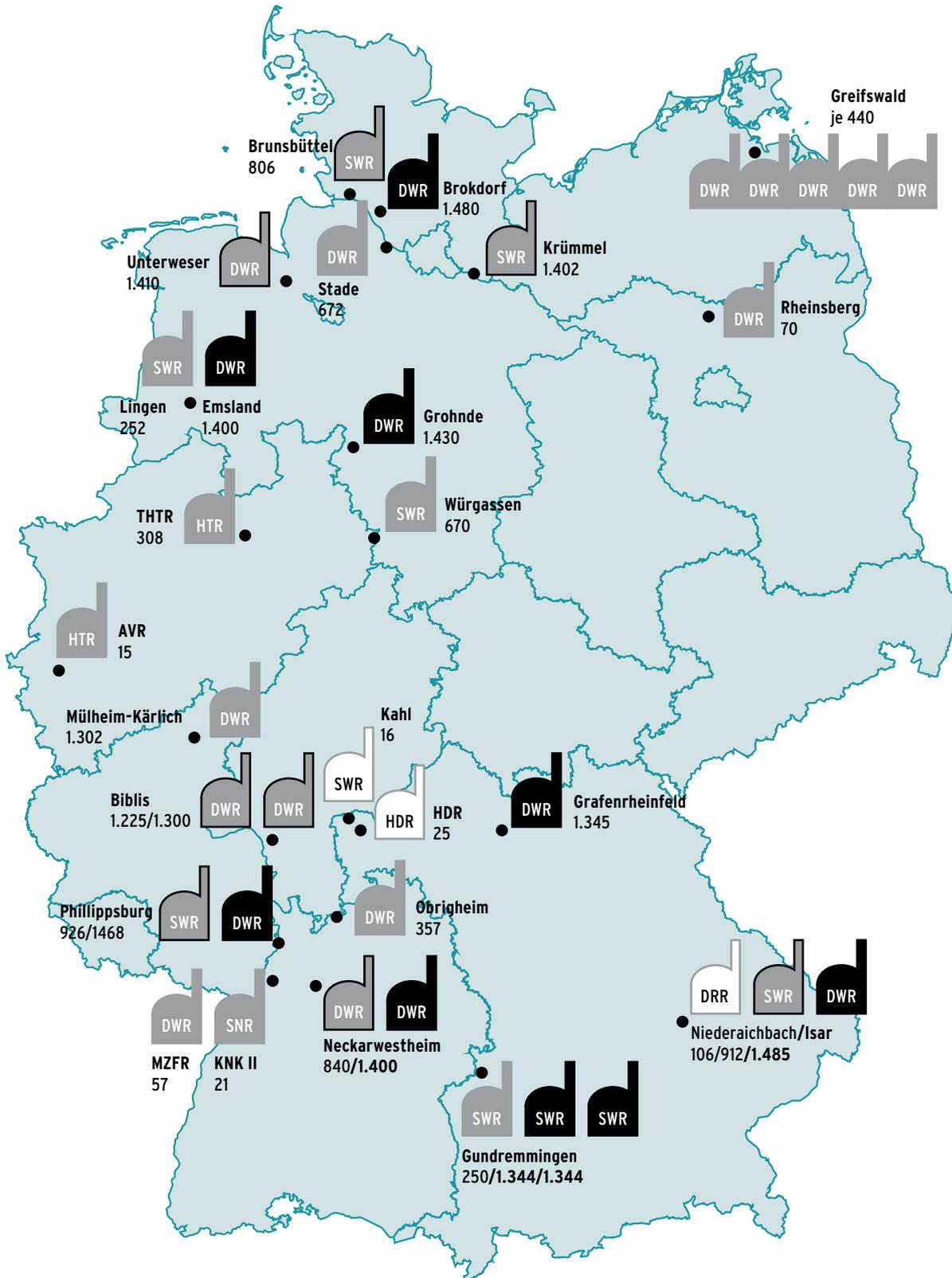
der Robustheit (RSK-Sicherheitsüberprüfung) durch. Der gesamtgesellschaftliche Dialog unter Beteiligung der Ethikkommission „Sichere Energieversorgung“ führte in Deutschland zu einer Neubewertung der Risiken der Kernenergienutzung. Die Bundesregierung beschloss, die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität in Deutschland so schnell wie möglich zu beenden und dabei als ersten Schritt die im März abgeschalteten Kernkraftwerke endgültig außer Betrieb zu nehmen. Das daraufhin geänderte Atomgesetz trat am 6. August 2011 in Kraft und legt fest, dass die weitere Berechtigung zum Leistungsbetrieb für diese acht abgeschalteten Kernkraftwerke erloschen ist. Abbildung 6-2 und Anhang 1-1b geben eine Übersicht über diese acht nach der 13. AtG-Novelle abgeschalteten Kernkraftwerke.

Ferner legt das Atomgesetz für die übrigen neun noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke jeweils späteste Termine für die zukünftigen endgültigen Abschaltungen (gemäß 13. AtG-Novelle) fest, wonach alle Kernkraftwerke bis Ende des Jahres 2022 schrittweise abgeschaltet werden müssen.

11 RSK-Stellungnahme, „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, verabschiedet in der 437. RSK-Sitzung vom 11. bis 14. Mai 2011

12 „Deutschlands Energiewende – Ein Gemeinschaftswerk für die Zukunft“, Ethik-Kommission Sichere Energieversorgung, Berlin, den 30. Mai 2011

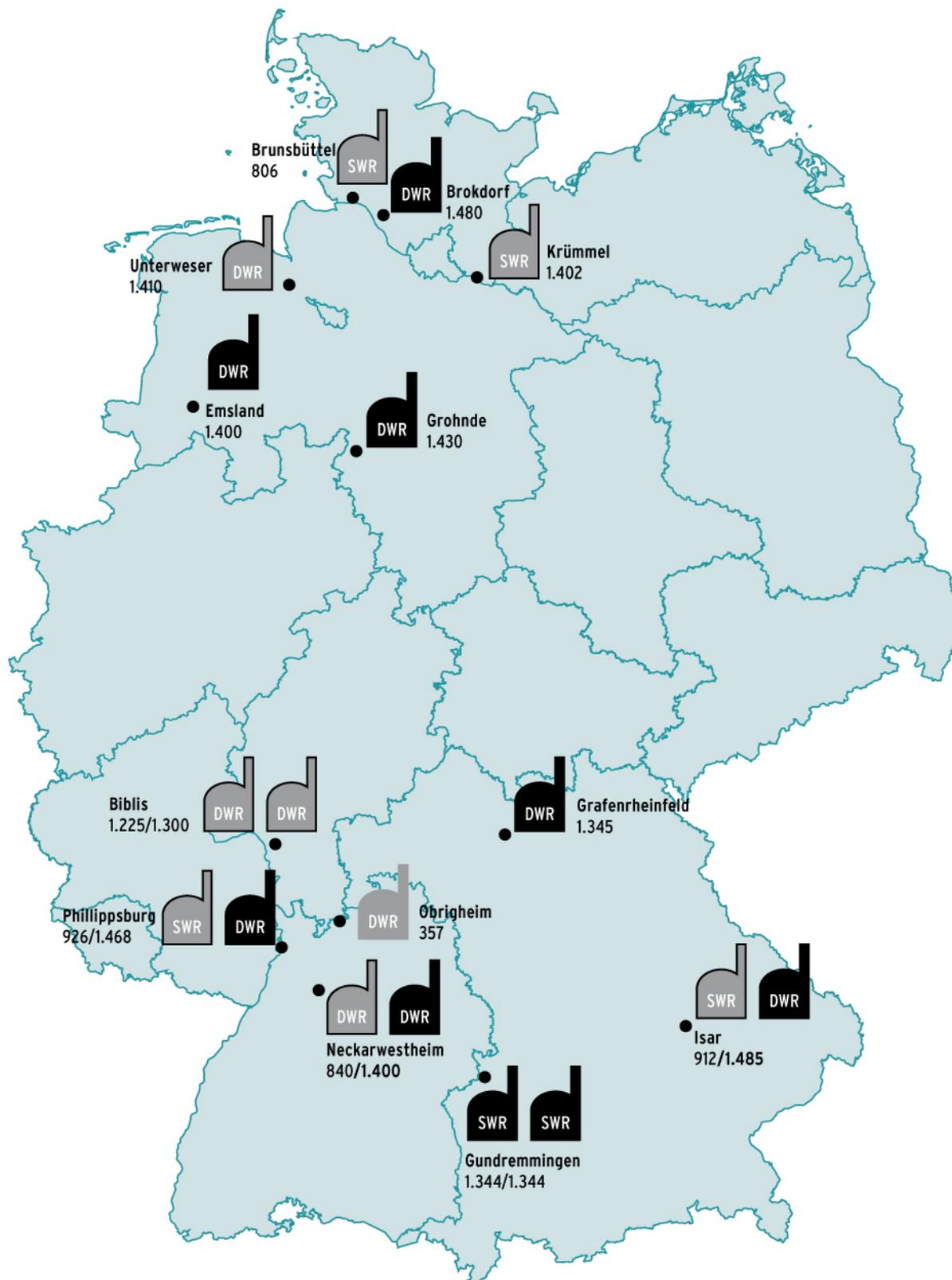
Abbildung 6-1: Kernkraftwerke in Deutschland



DWR	Druckwasserreaktor		in Betrieb		in Stilllegung
SWR	Siedewasserreaktor		abgeschaltet (gem. 13. AtG-Novelle)		vollständig abgebaut
SNR	Schneller Brutreaktor				
HTR	Hochtemperaturreaktor				
DRR	Druckröhrenreaktor				
HDR	Heißdampfreaktor				

Stand 11/2012      Zahlen: Bruttotoleistung [MWe]

Abbildung 6-2: Kernkraftwerke in Deutschland im Sinne des Übereinkommens



DWR Druckwasserreaktor  
 SWR Siedewasserreaktor  
 Zahlen: Bruttoleistung [MWe]

 in Betrieb
  in Stilllegung  
 abgeschaltet (gem. 13. ATG-Novelle)

Stand 01/2013

Für die Kernkraftwerke Unterweser und Isar 1 wurden jeweils Anträge auf Stilllegung und Abbau am 4. Mai 2012, für Biblis A und Biblis B jeweils am 6. August 2012 und für Brunsbüttel am 1. November 2012 gestellt. Alle im Zuge der 13. AtG-Novelle abgeschalteten Kernkraftwerke haben derzeit noch Brennelemente in den Lagerbecken beziehungsweise im Reaktordruckbehälter.

In Abbildung 6-1 sind alle deutschen Kernkraftwerke dargestellt, einschließlich der gemäß 13. AtG-Novelle abgeschalteten, der stillgelegten (→ Anhang 1-2) und der vollständig abgebauten (→ Anhang 1-3). In Abbildung 6-2 sind alle deutschen Kernkraftwerke im Sinne des Übereinkommens aufgeführt.

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 und Abbau gestellt. Die Genehmigung für die erste Stilllegungsphase wurde am 28. August 2008 erteilt. Die Genehmigung für die zweite Stilllegungsphase wurde am 24. Oktober 2011 erteilt. Die Brennelemente sind aus dem Reaktorkern entfernt worden, befinden sich aber noch in einem externen Brennelementbecken im Notstandsgebäude der Anlage. Daher gilt das Kernkraftwerk Obrigheim noch als Kernanlage im Sinne des Übereinkommens.

Die in Betrieb befindlichen sowie die gemäß der 13. AtG-Novelle abgeschalteten 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 den Anhängen 1-1a und 1-1b 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 (Obrigheim, Stade) zuzuordnen sind.

### Betrieb der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens

In 2010 betrug die Stromerzeugung aus den deutschen Kernkraftwerken 140,6 Terra Wattstunden. Das entsprach im Jahr 2010 einem Anteil an der Gesamt-Bruttostromerzeugung in Deutschland von 22,4 Prozent. In 2011 betrug die Stromerzeugung aus den deutschen Kernkraftwerken 108 Terra Wattstunden.

**Tabelle 6-1: Mittlere Verfügbarkeiten der deutschen Kernkraftwerke<sup>13</sup>**

Jahr	Zeitverfügbarkeit %	Arbeitsverfügbarkeit %	Arbeitsausnutzung %
2012	91,0	90,5	88,9
2011	82,1	81,9	68,3
2010	76,4	77,5	74,1
2009	73,3	74,2	71,2
2008	80,0	80,9	78,4
2007	76,0	76,4	74,4
2006	91,1	90,8	89,1
2005	88,8	88,0	86,3

Zeitverfügbarkeit (time availability): verfügbare Betriebszeit/Kalenderzeit  
 Arbeitsverfügbarkeit (energy availability): mögliche Energieerzeugung/Nennarbeit  
 Arbeitsausnutzung (energy utilization): tatsächliche Energieerzeugung/Nennarbeit

<sup>13</sup> Da die Arbeitsverfügbarkeit eine Produktsumme aus Leistung und Zeitverfügbarkeit darstellt, kann der Durchschnitt der Arbeitsverfügbarkeit aller deutschen Anlagen größer als der Durchschnitt der Zeitverfügbarkeit sein.

den. Das entsprach im Jahr 2011 einem Anteil an der Gesamt-Bruttostromerzeugung in Deutschland von 17,7 Prozent. Dieser Rückgang ist auf die Abschaltung von acht Reaktoren zurückzuführen. In 2012 betrug die Stromerzeugung aus den deutschen Kernkraftwerken 99,5 Terra Wattstunden, entsprechend einem Anteil von 16,1 Prozent an der Gesamt-Bruttostromerzeugung.

### 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.

Mischoxid-Brennelemente werden in Deutschland aufgrund des Verwertungsgebots nach § 9a Absatz 1 Atomgesetz in den Anlagen eingesetzt. Seit dem 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 zu Änderungen der Reaktivitätskoeffizienten. Die damit verbundene Verringerung der Effektivität der Absorber wird bei den Druckwasserreaktoren unter anderem durch den Einsatz von mit B-10 angereicherter Borsäure ausgeglichen. In den Genehmigungsverfahren für Kernkonfigurationen mit MOX-Brennelementen muss nachgewiesen werden, dass die Beherrschung aller Transienten und Auslegungsstörfälle sichergestellt ist.

Für die sieben noch in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktorblöcke ist der Einsatz von MOX-Brennelementen durch die zuständigen Landesbehörden genehmigt. Die genehmigten Einsatzmengen an MOX-Brennelementen liegen bei bis zu 50 Prozent der Gesamtanzahl der Brennelemente im Kern. Bei den beiden noch in Betrieb befindlichen Siedewasserreaktorblöcken Gundremmingen B und C ist der Einsatz von bis zu 38 Prozent an MOX-Brennelementen im Kern genehmigt.

Durch die für die meisten Kernkraftwerke bereits behördlich genehmigte Erhöhung der Anfangsanreicherung an U-235 auf Werte bis zu 4,7 Gewichtsprozent und des Anteils an spaltbarem Plutonium auf bis zu 5,4 Gewichtsprozent bei MOX-Brennelementen können mittlere Abbrände bis circa 60 GWd pro Tonne Schwermetall erreicht werden.

### Technische Änderungsgenehmigungen

In den Jahren 2010 bis 2012 wurden für die Kernkraftwerke insgesamt neun Änderungsgenehmigungen erteilt, die technische Änderungen beziehungsweise Änderungen in den Betriebsweisen betrafen.

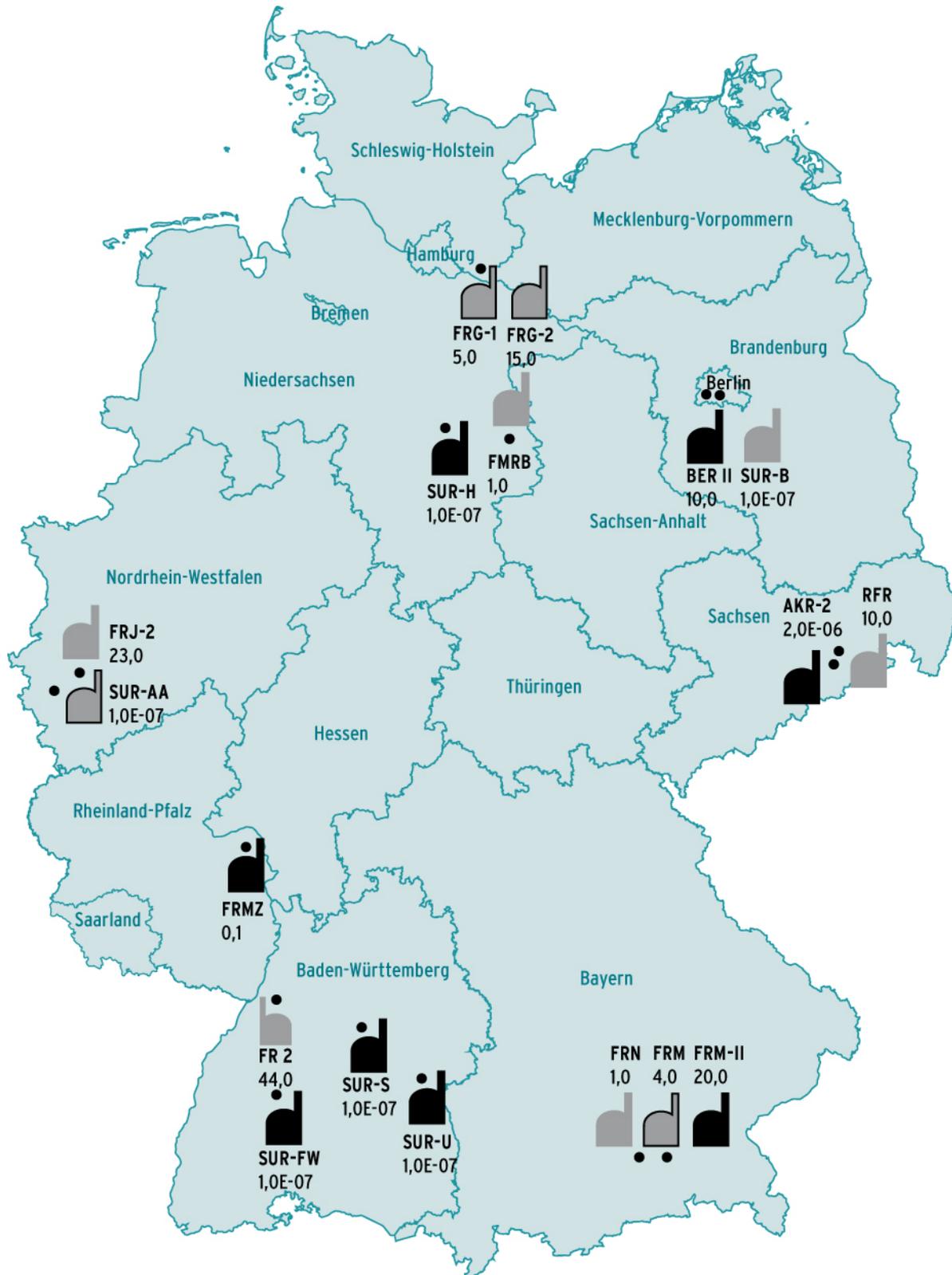
Ein Kernkraftwerk erhielt eine Genehmigung für die Anwendung einer einheitlichen Erdbebenauslegungsspezifikation (Unterweser). Für drei Anlagen wurde der Schutz gegen terroristisch bedingte Flugzeugabstürze verbessert. Für zwei Kernkraftwerke (Unterweser, Emsland) wurden Genehmigungen zur Modifizierung der Brennelementparameter des jeweils genutzten Kerns erlassen. Die Anlage Biblis Block B erhielt eine Genehmigung zum Einsatz eines Probenahmesystems für die Reaktorsicherheitsbehälteratmosphäre im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes. Für das Kernkraftwerk Grohnde wurde eine Genehmigung zur Umstellung der Neutronenflussaußeninstrumentierung von analog auf das digitale System TELEPERM XS erteilt. Für das Kernkraftwerk Obrigheim wurde eine Genehmigung zum Austausch der Materialschleuse erteilt.

### Langfristiger Nichtleistungsbetrieb/ Nachbetrieb

Die acht Kernkraftwerke, die entsprechend der 13. AtG-Novelle ihre Berechtigung zum Leistungsbetrieb verloren haben, befinden sich derzeit im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb, das heißt in der Betriebsphase zwischen dem Erlöschen der Berechtigung zum Leistungsbetrieb bis zur Erteilung der Stilllegungsgenehmigung. Bis auf eine Anlage mit Siedewasserreaktor (SWR) haben alle anderen Anlagen den Kern in das Brennelement-Lagerbecken ausgeladen. Bis zum Januar 2013 haben die Betreiber für fünf der acht Anlagen einen Antrag auf Stilllegung gestellt. Für die Kernkraftwerke Unterweser und Isar 1 wurden am 4. Mai 2012 jeweils Anträge auf Stilllegung und Abbau, für Biblis A und Biblis B jeweils am 6. August 2012 und für Brunsbüttel am 1. November 2012 gestellt.

Der Fachausschuss „Reaktorsicherheit“ des „Länderausschusses für Atomkernenergie“ befasst sich im Rahmen einer ad-hoc Arbeitsgruppe mit sicherheitstechnischen Fragen des langfristigen Nichtleistungsbetriebs/Nachbetriebs (→ Artikel 14).

Abbildung 6-3: Forschungsreaktoren in Deutschland



 in Betrieb
  in Stilllegung

 endgültig abgeschaltet

**Zahlen:** Themische Leistung [MW]  
 Weitere 28 Forschungsreaktoren sind bereits vollständig abgebaut worden.

## 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 haben insgesamt acht Forschungsreaktoren mit thermischen Leistungen bis zu 20 Megawatt eine Betriebsgenehmigung (→ Anhang 2-1). Betreiber der Forschungseinrichtungen sind staatliche beziehungsweise staatlich geförderte Universitäten beziehungsweise Forschungszentren. Drei dieser Anlagen haben mehr als 50 Kilowatt thermische Leistung. Darüber hinaus sind vier Unterrichtsreaktoren in Betrieb mit einer thermischen Leistung von 2 Watt in Dresden und mit einer Leistung von je 100 Milliwatt in Furtwangen, Stuttgart und Ulm. Ein weiterer Unterrichtsreaktor (SUR Hannover) besitzt zwar noch eine Betriebsgenehmigung (Stand: Oktober 2012), wird aber nicht mehr genutzt. Vier Forschungsreaktoren sind endgültig abgeschaltet (→ Anhang 2-1b) und sechs Anlagen sind in Stilllegung und werden abgebaut (→ Anhang 2-2). Die Abbildung 6-3 zeigt die Standorte von Forschungsreaktoren (Stand: Oktober 2012). Weitere 28 Forschungsreaktoren und Null-Leistungs-Experimente wurden bereits vollständig abgebaut (→ Anhang 2-3).

Bei Genehmigung und Aufsicht von Forschungsreaktoren kommt unter anderem 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 Kilowatt unterliegen wie Leistungsreaktoren den Meldepflichten der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) bei besonderen Vorkommnissen (→ Artikel 19 (vi)). Mit der Änderung der AtSMV im Jahr 2010 wurden für Forschungsreaktoren in der Anlage 3 eigene Meldekriterien aufgestellt.

## 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 vierten Überprüfungskonferenz im Mai 2012 berichtet hat.

Im Jahr 2012 befanden sich insgesamt 16 Kernkraftwerksblöcke in Stilllegung, davon haben zwei den Status „sicherer Einschluss“ (KWL und THTR) (→ Anhang 1-2). Drei Kernkraftwerke wurden bereits vollständig abgebaut und sind damit aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes entlassen (HDR, KKN und VAK) (→ Anhang 1-3). Die Anlage VAK wurde am 17. Mai 2010 aus der atomrechtlichen Überwachung entlassen.

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 Uran-Anreicherungsanlage hat ihre Produktionskapazität im Berichtszeitraum deutlich ausgebaut. Die Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe (WAK) hat ihren Betrieb endgültig eingestellt und wird rückgebaut. Die dort gelagerten hochaktiven Spaltproduktlösungen wurden in den Jahren 2009 und 2010 in einer eigens für diesen Zweck am Standort erbauten Verglasungseinrichtung endlagergerecht konditioniert und im Februar 2011 in ein externes Zwischenlager transportiert. Die Verglasungseinrichtung wird zusammen mit der WAK zurückgebaut.

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.

In das Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) wurden von 1971 bis 1991 und von 1994 bis 1998 schwach- und mittelradioaktive Abfälle eingelagert. Das ERAM ist das erste Endlager in tiefen geologischen Schichten, das nach einem atomrechtlichen Planfeststellungsverfahren mit Öffentlichkeitsbeteiligung stillgelegt wird. Der Erörterungstermin im Rahmen der Öffentlichkeitsbeteiligung fand im Oktober 2011 statt. In die Schachtanlage Asse II wurden bis 1978 schwach- und mittelradioaktive Abfälle eingelagert. Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) hat am 1. Januar 2009 die berg- und atomrechtliche Verantwortung für den Betrieb der Schachtanlage Asse II übernommen. Das BfS hat den Auftrag, Asse II nach Atomrecht sicher stillzulegen. Nach derzeitigem Stand wird die Rückholung der radioaktiven Abfälle gegenüber dem gesicherten Einschluss präferiert. Das Planfeststellungsverfahren für das Endlager Konrad ist mit der Erteilung des Planfeststellungsbeschlusses, der im April 2007 bestandskräftig geworden ist, abgeschlossen. Seit Mai 2007 wird die bestehende Schachtanlage Konrad umgerüstet. Nach Abschluss der Umrüstarbeiten soll sie als Endlager in Betrieb genommen werden.

Die Arbeiten im Erkundungsbergwerk Gorleben wurden 2000 für einen Zeitraum von zehn Jahren unterbrochen. Im März 2010 legte das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) zunächst fest, die Erkundungsarbeiten wieder aufzunehmen und mit einer ergebnisoffenen Weitererkundung zu beginnen. Derzeit ist die Erkundung wieder ausgesetzt und es finden Gespräche zwischen Bund und Ländern zur Ausgestaltung eines Endlagersuchgesetzes statt.

## Überblick über wichtige Sicherheitsthemen (einschließlich Ereignisse)

Aufgrund der generischen Bedeutung wurde die Thematik der gesicherten Sumpfansaugung bei Kühlmittelverluststörfällen auch bei deutschen Anlagen systematisch untersucht. Die Sumpfthematik ist für Druckwasserreaktoren (DWR) infolge der vorgenommenen Nachrüstmaßnahmen gelöst. Bei Beherrschung der Sumpfthematik wird bei der SWR-Baulinie 72 sinngemäß zur Vorgehensweise bei DWR vorgegangen. Derzeit stehen für die SWR-Baulinie 72 noch Nachweise zu Verunreinigungen in der Kondensationskammer aus (→ Artikel 18; Stand: Januar 2013).

Hinsichtlich einer möglichen Anfälligkeit der Notstromversorgung auf externe und interne Span-

nungstransienten (ausgelöst durch das Forsmark-Ereignis im Juli 2006) haben die Betreiber in enger Zusammenarbeit mit Behörden und Sachverständigen ein umfangreiches Untersuchungsprogramm aufgelegt. Der generische Abschlussbericht liegt vor, die anlagenspezifische Umsetzung läuft derzeit.

In den Jahren 2010 bis 2012 trat nur ein meldepflichtiges Ereignis der Stufe INES 1 (Abweichungen von den zulässigen Bereichen für den sicheren Betrieb der Anlage) auf. Bei diesem Ereignis aus dem Jahr 2010 wurden im Notstandssystem der betroffenen Anlage Armaturen während des Leistungsbetriebs derart freigeschaltet, dass sich im Notstandsfall das Wasser in den Notspeisebecken möglicherweise aufgeheizt und den erlaubten Temperaturgrenzwert überschritten hätte. In diesem Fall gelten die Notspeisebecken formal als ausgefallen. Von der Freischaltung waren alle vier Redundanzen betroffen. Ursache war eine nicht vollständig durchgeführte Analyse möglicher Konsequenzen dieser Freischaltung. Ereignisse der Stufen INES 2 und höher traten nicht auf.

Drei weitere Ereignisse mit keiner oder sehr geringer sicherheitstechnischer Bedeutung (INES 0) werden nachstehend erläutert.

In einem Kernkraftwerk wurde 2010 am Stutzen der Hauptkühlmittelleitung zur Volumenausgleichsleitung mithilfe einer wiederkehrenden Ultraschallprüfung eine umlaufende Anzeige detektiert. Der Befund lag im Vorschuhende am Anschlussbereich des Wärmeschutzrohres am oberen Ende des Verrundungsbereiches. Der Anriss wurde durch Ermüdung aufgrund thermischer Wechselbeanspruchungen verursacht. Weitere Untersuchungen zeigten, dass die betroffene Nutgeometrie nicht adäquat verrundet war. Die entsprechenden Bauteile wurden durch neu gefertigte und geometrisch einwandfreie ausgetauscht. Die Integrität der druckführenden Umschließung war stets gewährleistet.

Während einer Revision im Jahr 2011 konnte bei einer wiederkehrenden Prüfung ein Frischdampf-Abblaseregulventil von der Notsteuerstelle nicht angesteuert werden. Eine Feinsicherung auf einer leittechnischen Baugruppe hatte ausgelöst. Die Nennstromstärke der Feinsicherung war nicht spezifikationsgerecht. Als Konsequenz wurden Sonderprüfprogramme durchgeführt, bei denen in der betroffenen und vier weiteren Anlagen gleichartige oder ähnliche Befunde identifiziert wurden. Die abweichenden Sicherungen wurden in allen Anlagen durch spezifikationsgemäße Sicherungen ersetzt.

Zudem wurden entsprechende Arbeitsanweisungen und Qualitätssicherungsmaßnahmen eingeführt.

Im Rahmen von Ertüchtigungsmaßnahmen wurden im Jahr 2012 unvollständige Brandabschottungen an Rohr- und Kabeldurchführungen vorgefunden. Die Mängel waren erst nach Demontage der Abdeckungen erkennbar. Bei weiteren Überprüfungen wurden auch Mängel an Brandschutzfugen entdeckt. Diese waren nicht ordnungsgemäß verfüllt oder die Füllung fehlte gänzlich. Offenbar waren einige der Mängel seit Errichtung der Anlage vorhanden. Alle auffälligen Fugen und Brandabschottungen wurden saniert. Aufgrund der festgestellten Mängel war der Feuerwiderstand zwischen sicherheitstechnisch wichtigen Raumbereichen reduziert. Die Rauchdichtheit der Abschottungen war jedoch in allen Fällen gegeben.

### **Reaktionen in der Bundesrepublik Deutschland auf die RDB-Anzeigen in einem ausländischen Kernkraftwerk**

In der Revision 2012 sind im Rahmen eines Sonderprüfprogramms Ultraschallprüfungen am Grundwerkstoff des Reaktordruckbehälters (RDB) in einem ausländischen Kernkraftwerk durchgeführt worden. Dabei wurde in den geschmiedeten Ringen eine große Anzahl von Anzeigen festgestellt, die auf parallel zur Oberfläche orientierte Fehler im Volumen (Wasserstofflocken) hindeuten. Derzeit wird angenommen, dass die Befunde auf eine nicht ausreichende Wasserstoffarmglühung der geschmiedeten Ringe während der Fertigungsphase zurückzuführen sind.

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) hat im Auftrag des BMU eine Stellungnahme verfasst und an den Arbeitsgruppen der ausländischen Aufsichtsbehörde teilgenommen. In einer ebenfalls vom BMU beauftragten Stellungnahme der RSK wird festgestellt, dass herstellungsbedingte Fehler, wie sie als Ursache der aufgefundenen Anzeigen vermutet werden, für die RDB der im Leistungsbetrieb befindlichen deutschen Anlagen nicht anzunehmen sind. Die zur Prüfung der Schmiederinge angewandte Spezifikation stellt höhere Anforderungen als die der ausländischen Anlage zugrunde gelegte Vorgehensweise nach dem ASME Code. Damit hätten ähnliche Fehler bei der Fertigungsprüfung aufgefunden werden müssen.

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

Im Rahmen der behördlichen Aufsichtsverfahren wird die Sicherheit der Anlagen fortlaufend überprüft. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, wird die Notwendigkeit von Verbesserungen geprüft. Hier sind insbesondere die nach dem Reaktorunfall in Fukushima abgeleiteten Empfehlungen und Hinweise zu möglichen Maßnahmen im Nachgang der RSK-Sicherheitsüberprüfung, des EU-Stresstests und der GRS-Weiterleitungsnachricht<sup>14</sup> zu nennen. Detaillierte Darstellungen erfolgen unter Artikel 14, 18 und 19. Damit wird ebenfalls eine Fortentwicklung der Anlagensicherheit erreicht.

### **Sicherheitsüberprüfungen nach § 19a AtG**

Seit dem Jahr 2010 wurden für die Kernkraftwerke Grohnde, Biblis A und B, Unterweser und Brunsbüttel die Unterlagen zur gesetzlich vorgeschriebenen zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung eingereicht. Aufgrund des Erlöschens der Berechtigungen zum Leistungsbetrieb der anderen Kernkraftwerke (13. AtG-Novelle) erfolgte jedoch nur für das Kernkraftwerk Grohnde eine umfängliche Begutachtung.

Für die Anlagen im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb hat der Fachausschuss Reaktorsicherheit beschlossen, dass der Genehmigungsinhaber eine Sicherheitsanalyse für die Stillstands- und Nachbetriebsphase zu erstellen hat. Diese sollen sich hinsichtlich der methodischen Vorgehensweise zur Ermittlung des Betrachtungsumfangs an den Leitfäden zur Sicherheitsüberprüfung orientieren.

### **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. Des Weiteren soll aus Sicht der Bundesregierung gewährleistet werden, durch Forschungsprojekte die Fähigkeit zu bewahren und weiter auszubauen, auch die Sicherheit von Kernkraftwerken im Ausland aufgrund eigener Kompetenz beurteilen zu können.

14 „Auswirkungen des Tohoku-Erdbebens an den japanischen Kernkraftwerksstandorten Fukushima Dai-ichi (1) und Dai-ni (11) am 11. März 2011 und des Niigataken Chuetsu-Oki-Erdbebens am japanischen Kernkraftwerksstandort Kashiwazaki-Kariwa am 16. Juli 2007“, WLN 2012/02, 15. Februar 2012

Internationale Entwicklungen werden begleitet und geprüft, inwieweit Ziele bezüglich weiter erhöhter Reaktorsicherheit, mehr Wirtschaftlichkeit, Proliferationsresistenz und Verringerung des radioaktiven Abfalls tatsächlich erreicht werden und gegebenenfalls für Deutschland nutzbar gemacht werden können.

Die Bundesrepublik Deutschland beteiligt sich über den Förderschwerpunkt „Reaktorsicherheitsforschung“ des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie (BMWi) an der weltweiten Weiterentwicklung der nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken durch eigene, unabhängige Forschung. Dies schließt die Beteiligung an internationalen Forschungs- und Entwicklungsprojekten ein. Insbesondere beteiligt sich Deutschland an sicherheitsgerichteten experimentellen Forschungsprojekten unter der Schirmherrschaft der OECD/NEA.

Die Forschungsarbeiten betreffen unter anderem experimentelle oder analytische Untersuchungen

- ▶ zum Anlagenverhalten von Kernreaktoren bei Störfällen,
- ▶ zur zerstörungsfreien Früherkennung von Schädigungen bei schwer prüfbareren Werkstoffen,
- ▶ zur Sicherheit druckführender Komponenten,
- ▶ zum Kernschmelzen,
- ▶ zur Sicherheit digitaler Leittechnik,
- ▶ zum menschlichen Verhalten und zur Sicherheitskultur sowie
- ▶ die Entwicklung von Methoden für probabilistische Sicherheitsanalysen.

In Folge des Reaktorunfalls in Fukushima wurden laufende Forschungsvorhaben angepasst und neue Forschungsvorhaben aufgelegt.

Der Förderschwerpunkt „Endlagerforschung“ des BMWi hat die Bereitstellung der wissenschaftlich-technischen Grundlagen und ihre ständige Weiterentwicklung zur Realisierung eines Endlagers für Wärme entwickelnde, radioaktive Abfälle zum Ziel. Die Entsorgungsforschung bezieht Methoden zur Behandlung radioaktiver Abfälle und deren langzeitsichere Nachweise sowie Behandlungsoptionen für die Minderung der Radiotoxizität ein.

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, zur nuklearen Entsor-

gung, zur Strahlenforschung sowie die institutionelle Förderung der Forschungszentren in der Helmholtz-Gemeinschaft 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.

Das BMBF unterstützt außerdem die Fusionsforschung im Rahmen der institutionellen Förderung und der Projektförderung.

Auch seitens der Betreiber wird der Forschung und Entwicklung im Bereich der nuklearen Sicherheit hohe Priorität eingeräumt. Die Betreiber fokussieren aufgrund der Energiewende ihre Anstrengungen auf den Restbetrieb der noch laufenden Anlagen sowie auf die Stilllegung und den Rückbau. Zurzeit gibt es rund 100 laufende Projekte. Pro Jahr starten etwa 50 neue Projekte. Diese Vorhaben werden mit einem Budget von mehreren Millionen Euro pro Jahr finanziert. Themenschwerpunkte sind unter anderem

- ▶ Materialkunde,
- ▶ Komponenten- und Systemtechnik,
- ▶ Störfallanalyse,
- ▶ Zerstörungsfreie Prüfungen,
- ▶ PSA,
- ▶ Brennstoffverhalten,
- ▶ Strahlenschutz 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

Für fünf der acht im Jahr 2011 entsprechend der 13. AtG-Novelle abgeschalteten Kernkraftwerke wurden bereits Anträge auf Stilllegung und Abbau gestellt. Für die Kernkraftwerke Unterweser und Isar 1 erfolgte dies jeweils am 4. Mai 2012, für die Anlagen Biblis A und Biblis B jeweils am 6. August 2012 und für das Kernkraftwerk Brunsbüttel am 1. November 2012.

Für den seit dem Jahr 2006 endgültig abgeschalteten Forschungsreaktor DIDO (FRJ-2) in Jülich wurde am 20. September 2012 eine Genehmigung für die Stilllegung und den Abbau von der zuständigen Genehmigungsbehörde erteilt.

Der Forschungsreaktor Geesthacht-1 (FRG-1) wurde am 28. Juni 2010 endgültig abgeschaltet. Die Antragsunterlagen für eine Stilllegungsgenehmigung werden erarbeitet.

Für den endgültig abgeschalteten Unterrichtsreaktor SUR Aachen wurde im Jahr 2010 ein Antrag auf Stilllegung und Abbau bei der zuständigen Genehmigungsbehörde eingereicht.

### **Position der Bundesrepublik Deutschland zur Sicherheit der Kernkraftwerke in Deutschland**

Mit Beschluss der 13. AtG-Novelle wird die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität in der Bundesrepublik Deutschland bis zum Jahre 2022 beendet.

Unabhängig von dem Ausstiegsbeschluss bleibt das Ziel der Bundesregierung, den sicheren Betrieb aller Kernanlagen in Deutschland zu gewährleisten. Daher bekennt sich die Bundesregierung ausdrücklich dazu, das hohe Maß an kerntechnischer Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke weiterhin zu fordern, durchzusetzen und weiterzuentwickeln.

Zentrale Elemente zur Gewährleistung der Sicherheit 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.

---

15 „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“, BMU, 31. Dezember 2012

## Artikel 6: Fortschritte und Veränderungen seit 2011

Neben der permanenten Aufsicht über die Kernkraftwerke wurden die gesondert gesetzlich festgelegten Sicherheitsüberprüfungen (§ 19a AtG) seit 2010 in den Kernkraftwerken Grohnde, Biblis A und B, Unterweser und Brunsbüttel die Unterlagen zur gesetzlich vorgeschriebenen zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung eingereicht. Aufgrund des Erlöschens der Berechtigungen zum Leistungsbetrieb der anderen Kernkraftwerke (13. AtG-Novelle) erfolgte jedoch nur für das Kernkraftwerk Grohnde eine umfangreiche Begutachtung.

Von den bis 2011 in Betrieb befindlichen 17 Kernkraftwerken verloren im Nachgang zum Reaktorunfall in Fukushima acht Anlagen aufgrund der 13. AtG-Novelle die Berechtigung zum Leistungsbetrieb. Für die verbliebenen Anlagen läuft die Berechtigung zu Leistungsbetrieb schrittweise bis 2022 aus.

## Artikel 6: Zukünftige Aktivitäten

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

Für die Anlagen im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb hat der Fachausschuss Reaktorsicherheit beschlossen, dass der Genehmigungsinhaber eine Sicherheitsanalyse für die Stillstands- und Nachbetriebsphase zu erstellen hat. Diese sollen sich hinsichtlich der methodischen Vorgehensweise zur Ermittlung des Betrachtungsumfangs an den Leitfüden zur Sicherheitsüberprüfung orientieren.

Die im nationalen „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“<sup>15</sup> aufgeführten Empfehlungen sind Grundlage für die bisher anlagenspezifisch festgelegten Maßnahmen in den Kernkraftwerken (→ Anhang 6). Die Umsetzung der Maßnahmen und die anlagenspezifische Prüfung der Empfehlungen erfolgen im Aufsichtsverfahren.

Die weiteren Abschaltungen der Kernkraftwerke erfolgen entsprechend dem geänderten Atomgesetz spätestens wie folgt:

▶ Grafenrheinfeld	31.12.2015
▶ Gundremmingen B	31.12.2017
▶ Philippsburg 2	31.12.2019
▶ Grohnde	31.12.2021
▶ Gundremmingen C	31.12.2021
▶ Brokdorf	31.12.2021
▶ Isar 2	31.12.2022
▶ Emsland	31.12.2022
▶ GKN II	31.12.2022

## 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 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, Nummer 14 in Verbindung mit 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 des Atomgesetzes in Verbindung mit 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, zum Beispiel von Antragstellern beziehungsweise 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; das heißt 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 zum Beispiel 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 zu 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 folgende des EAG-Vertrags.

Im Bereich des Strahlenschutzes wurden aufgrund der Artikel 30 folgende (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 Mitarbeiterinnen und 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 mit dem Zwölften Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes vom 8. Dezember 2010 in nationales Recht umgesetzt worden.

## 7 (2i) 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.

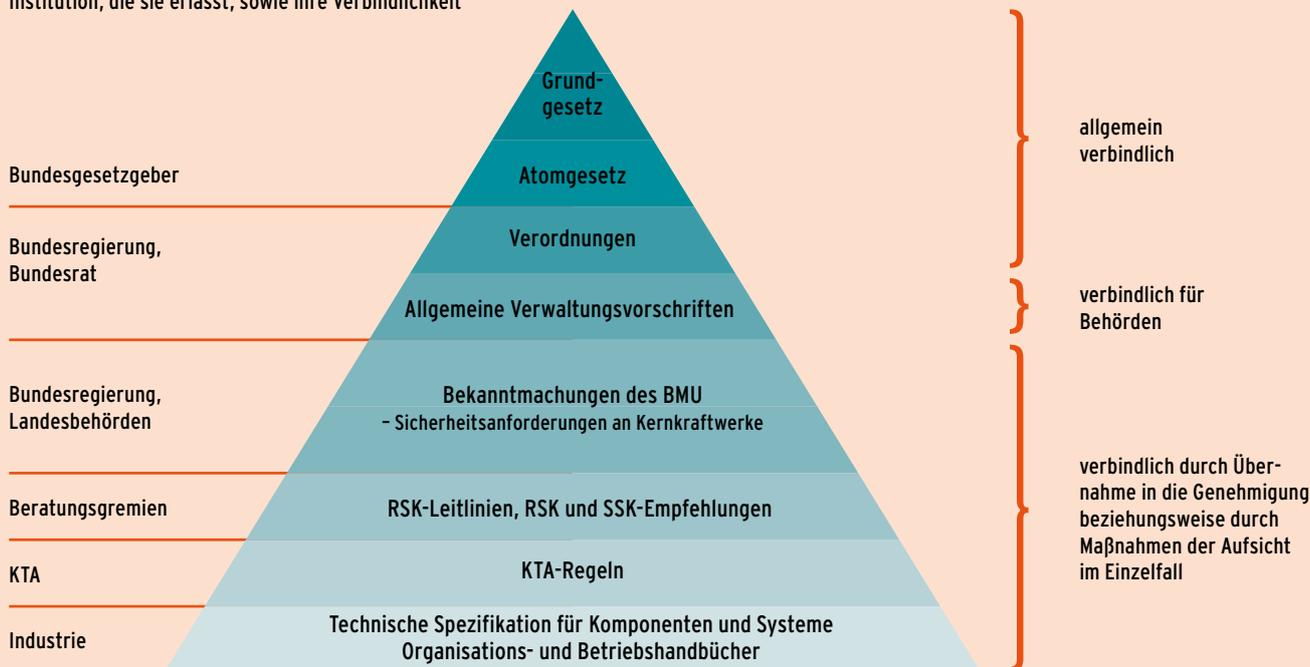
#### Gesetze, Rechtsverordnungen und Verwaltungsvorschriften

##### Grundgesetz

Das Grundgesetz [1A-1] trifft Bestimmungen über die Gesetzgebungs- und Verwaltungskompetenzen von Bund und Ländern hinsichtlich der Kernenergienut-

**Abbildung 7-1: Regelungspyramide**

Hierarchie der nationalen Quellen, die Behörde oder Institution, die sie erlässt, sowie ihre Verbindlichkeit



zung (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 seit der Änderung von 2002 ist es, die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität geordnet zu beenden und bis zum Zeitpunkt der Beendigung den geordneten Betrieb sicherzustellen sowie Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu schützen und verursachte Schäden auszugleichen. Weiterhin soll verhindert werden, dass durch Nutzung der Kernenergie die innere oder äußere Sicherheit der Bundesrepublik Deutschland gefährdet wird. Ebenso soll das Gesetz die Erfüllung internationaler Verpflichtungen Deutschlands auf dem Gebiet der Kernenergie und des Strahlenschutzes gewährleisten.

Am 30. Juni 2011 beschloss der Bundestag die 13. AtG-Novelle, die die Beendigung der Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität neu regelt. Das Gesetz ist am 6. August 2011 in Kraft getreten. Die Änderungen im Atomgesetz bewirken das zeitlich gestaffelte Ende der Stromerzeugung durch Kernkraftwerke in Deutschland bis spätestens Ende 2022.

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 erfahren sowohl im Bereich der Verfahren, als 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, das heißt 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 Person ergeben, und die für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen, die hierfür erforderliche Fachkunde besitzen (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),
- ▶ die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen ist (Ziffer 3),
- ▶ die erforderliche Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen getroffen ist (Ziffer 4),
- ▶ der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist (Ziffer 5) und wenn
- ▶ 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.

Neben dem Atomgesetz schreibt das Strahlenschutzvorsorgegesetz [1A-5] von 1986, das als Reaktion auf den Reaktorunfall 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 unter anderem im Bereich der Sicherheit von Kernkraftwerken übertragen werden.

*Rechtsverordnungen*

Zur weiteren Konkretisierung der gesetzlichen Regelungen enthält das Atomgesetz Ermächtigungen für den Erlass von Rechtsverordnungen (vergleiche 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	<b>Strahlenschutzverordnung</b> Strahlenschutzgrundsätze und -grenzwerte, Anforderungen an Organisation des Strahlenschutzes, Personenüberwachung, Umgebungsüberwachung, Notfallschutz Auslegung gegen Störfälle und Störfallplanungswerte	1A-08
AtVfV	<b>Atomrechtliche Verfahrensverordnung</b> Antragsunterlagen (einmaliger Sicherheitsbericht), Öffentlichkeitsbeteiligung, Sicherheitspezifikationen (Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs) Verfahren und Kriterien für wesentliche Änderungen (Öffentlichkeitsbeteiligung)	1A-10
AtSMV	<b>Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung</b> Stellung, Aufgaben, Verantwortlichkeiten des atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten Meldung von besonderen Vorkommnissen in kerntechnischen Anlagen	1A-17
AtZüV	<b>Atomrechtliche Zuverlässigkeitsüberprüfungs-Verordnung</b> Überprüfung der Zuverlässigkeit von Personen zum Schutz gegen Entwendung oder erhebliche Freisetzung radioaktiver Stoffe	1A-19
AtDeckV	<b>Atomrechtliche Deckungsvorsorge-Verordnung</b> Deckungsvorsorge nach dem Atomgesetz	1A-11
AtKostV	<b>Atomrechtliche Kostenverordnung</b> Gebühren und Kosten in atomrechtlichen Verfahren	1A-21
KIV	<b>Kaliumiodid-Verordnung</b> Bereitstellung und Verteilung von kaliumiodidhaltigen Arzneimitteln zur Iodblockade der Schilddrüse bei radiologischen Ereignissen	1A-20
AtAV	<b>Atomrechtliche Abfallverbringungsverordnung</b> Verbringung radioaktiver Abfälle in das oder aus dem Bundesgebiet	1A-18
EndlagerVIV	<b>Endlagervorausleistungsverordnung</b> 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] sowie
- ▶ zur Überwachung von Lebensmitteln und Futtermitteln [2-5], [2-6].

### Bekanntmachungen des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)

Das BMU veröffentlicht nach Beratung mit den Ländern Bekanntmachungen (in Form von Anforderungen, Richtlinien, Leitlinien, Kriterien 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. Dazu zählen unter anderem die neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0]. Die Bekanntmachungen des BMU beschreiben die Auffassung der atomrechtlichen Bundesaufsicht 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 mehr als 100 Bekanntmachungen aus dem kerntechnischen Bereich vor (→ Anhang 5, „3 Bekanntmachungen des Bundesumweltministeriums und des vormals zuständigen Bundesinnenministeriums“ [3]). Es handelt sich um Regelungen

- ▶ zu „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“,

- ▶ 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 Änderungsarbeiten in Kernkraftwerken und
- ▶ zur Fachkunde des Personals kerntechnischer Anlagen.

### Sonstige Regelwerke zur Sicherheit von Kernkraftwerken

#### *Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) oder der Strahlenschutzkommission (SSK); RSK-Leitlinien*

Zu wichtigen Fragen bei Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren, der Regelwerksentwicklung oder Sicherheitsforschung erteilt das BMU seinen Kommissionen (RSK und 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 veranlasst nach eigener Prüfung die Umsetzung der Ergebnisse in jeweils geeigneter Weise.

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 zum Sicherheitskonzept nach Inkrafttreten der RSK-Leitlinien anstanden, als wesentlichen Teil der 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 BMU eingerichtet. Er setzt sich aus den fünf Gruppen zusammen: Vertreter der Hersteller und Ersteller, der Betreiber, der atomrechtlichen Behörden des Bundes und der Länder, der Sachverständigen sowie der sonstigen Behörden und Vertreter öffentlicher Belange, zum Beispiel 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 Sachverständigen und der Behörden abzeichnet, für die Aufstellung sicherheitstechnischer Regeln zu sorgen und deren Anwendung zu fördern. Die Regelungen werden im Rahmen der sechs Unterausschüsse des KTA in speziellen Arbeitsgremien von Fachleuten der Fraktionen erarbeitet und vom KTA verabschiedet. Die fünf Gruppen sind aufgrund einer Änderung der KTA-Satzung infolge der 13. AtG-Novelle gleich stark mit jeweils sieben Stimmen (früher zehn Stimmen) im KTA vertreten. Eine Regel wird nur dann verabschiedet, wenn fünf Sechstel 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. Für Managementsysteme und für das Alterungsmanagement existieren außerdem eigene KTA-Regeln.

Aufgrund 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.

Das KTA-Regelwerk umfasst 106 Regelvorhaben (Stand: 30. Januar 2013). Diese setzen sich aus 93 bereits verabschiedeten Regeln und 13 Regeln in Vorbereitung zusammen. Es befinden sich 38 Fachregeln im Änderungsverfahren, das heißt mit den 13 Regeln in Vorbereitung befinden sich insgesamt 51 Regelvorhaben in Bearbeitung.

Das KTA-Präsidium hat auf seiner 89. Sitzung im November 2012 beschlossen, ein Screening des KTA-Regelwerks bezüglich des weiteren Umgangs mit den einzelnen Regeln beziehungsweise Regelvorhaben durchzuführen, um auch im KTA die veränderten Randbedingungen aus der 13. AtG-Novelle zu berücksichtigen. Im Ergebnis wird zukünftig die Arbeit an einer Reihe von nicht mehr erforderlichen Regeln beziehungsweise Regelentwürfen eingestellt werden. Im Rahmen der Arbeit des KTA wurden in den letzten Jahren die folgenden neuen Regelvorhaben begonnen:

- ▶ [KTA 3107]  
„Kritikalitätssicherheit in Leichtwasserreaktoren beim Brennelementwechsel“

- ▶ [KTA 3206] „Nachweise zum Bruchausschluss für druckführende Komponenten in Kernkraftwerken“

Die Verabschiedung durch den KTA soll 2013 [KTA 3107] beziehungsweise 2014 [KTA 3206] erfolgen.

#### *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

Am 24. Januar 2013 wurden neue „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ veröffentlicht, welche die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke von 1977 und die Störfalleitlinien von 1983 fortschreiben. Die aktuellen Entwicklungen und Diskussionen auf internationaler Ebene (zum Beispiel IAEA Safety Standards) und europäischer Ebene (zum Beispiel WENRA/RHWG) wurden bei der Entwicklung des neuen kerntechnischen Regelwerkes ebenfalls berücksichtigt. Das neue Regelwerk repräsentiert den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.

Die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] beinhalten im Hauptdokument die grundlegenden Sicherheitsanforderungen. Diese werden durch die folgenden fünf Anhänge ergänzt:

- ▶ Anhang 1 „Begriffsbestimmungen“
- ▶ Anhang 2 „Zu berücksichtigende Ereignisse“
- ▶ Anhang 3 „Anforderungen an den Schutz gegen Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen“
- ▶ Anhang 4 „Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums und für die Instandhaltung“
- ▶ Anhang 5 „Anforderungen an die Nachweisführung und Dokumentation“

Zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ sollen ergänzende Interpretationen zu folgenden Themenbereichen im Jahr 2013 veröffentlicht werden:

- ▶ Reaktorkern
- ▶ druckführende Umschließung, drucktragende Wandung der äußeren Sicherheitssysteme sowie Sicherheitseinschluss
- ▶ Leittechnik und Störfallinstrumentierung
- ▶ anlageninterner Notfallschutz
- ▶ Strahlenschutz
- ▶ Handhabung und Lagerung der Brennelemente
- ▶ elektrische Energieversorgung
- ▶ bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten

### Internationale Regelwerksentwicklung

Fachexperten aus Deutschland beteiligen sich an der internationalen Entwicklung von kerntechnischen 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:

- ▶ Vergleich des deutschen Regelwerks mit den aktuellen IAEA Safety Standards.
- ▶ Mitarbeit an dem IAEA-Regelwerk in allen Regelwerksgremien (CSS, NUSC, RASSC, WASSC, TRANSSC) durch Entsendung von Fachexperten, insbesondere zur Erarbeitung und Überarbeitung verschiedener IAEA Safety Standards.
- ▶ Das BMU ist sowohl in der CSS wie auch in NUSC vertreten. Langjährige Praxis ist es, die Öffentlichkeit vor Verabschiedung von IAEA-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 IAEA. Diese Berichte werden den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder und ihren Sachverständigen vorgelegt und veröffentlicht. Diese Berichte dienen der systematischen Information der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden und ihrer Sachverständigenorganisationen über die durchgeführten Arbeiten der IAEA und stellen gleichzeitig die Diskussionsgrundlage für die Umsetzung von Fortschritten der IAEA Regelwerksarbeit in die deutsche Sicherheitspraxis dar.
- ▶ Beteiligung an der Überarbeitung der WENRA Reference Levels.

## 7 (2ii) Genehmigungssystem

### Allgemeine Bestimmungen

Die Genehmigung von Kernanlagen ist im Atomgesetz [1A-3] geregelt. Nach § 7 AtG 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 beziehungsweise Erneuerung. Die Berechtigung zum Leistungsbetrieb der bestehenden Kernkraftwerke erlischt, wenn die für das Kernkraftwerk im Atomgesetz festgelegte Elektrizitätsmenge oder die sich aufgrund von Übertragungen ergebende Elektrizitätsmenge produziert ist, jedoch spätestens zu einem für jedes Kernkraftwerk festgelegten Zeitpunkt (§ 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 Betriebes 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 Auswirkungen 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 (zum Beispiel 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, zum Beispiel 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.

### Atomrechtliche Genehmigungsverfahren

#### 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 Verfahrensverord-

nung (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 bewertet 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 – gegebenenfalls auch Behörden anderer Staaten (§ 7a AtVfV) – zu beteiligen, deren Zuständigkeitsbereich berührt wird, zum Beispiel – je nach Gegenstand der Genehmigung – die Bau-, Wasser-, Raumordnungs- und Katastrophenschutzbehörden. Zur Bewertung der Sicherheitsfragen werden in der Regel Sachverständigenorganisationen zur Unterstützung der Genehmigungsbehörde mit der Begutachtung der Antragsunterlagen beauftragt. In schriftlichen Gutachten legen die Sachverständigen 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 zur Hinzuziehung von Sachverständigen werden in Kapitel 8 gegeben.

Die Genehmigungsbehörde des Landes informiert das BMU im Rahmen der Bundesauftragsverwaltung, wenn

- ▶ es das Genehmigungsverfahren für bedeutsam hält,
- ▶ vom BMU allgemein festgelegte Kriterien erfüllt sind (zum Beispiel Leistungserhöhung, Einführung digitaler Leittechnik in Sicherheitssystemen, Prüfintervallverkürzung) oder
- ▶ das BMU eine Beteiligung des Bundes im Einzelfall als erforderlich ansieht.

Bei der Wahrnehmung dieser Aufgaben lässt sich das BMU durch seine Beratungsgremien, die RSK und die SSK, sowie häufig durch die Gesellschaft für An-

lagen- 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 beziehungsweise 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) und
- ▶ 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 Genehmigungsbeurteilung 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, in Verbindung mit § 3 Absatz 4 AtVfV). Vom Antragsteller ist außerdem ein Sicherheitsbericht zu erstellen (§ 6 Absatz 1, Ziffer 2, in Verbindung mit § 3 Absatz 1, Ziffer 1, AtVfV), der durch die

zuständige Behörde mit Hilfe von Sachverständigen im Verlaufe des Genehmigungsverfahrens geprüft wird. Der Sicherheitsbericht dient auch dazu, Dritten die Beurteilung zu ermöglichen, ob sie durch die mit der Anlage und ihrem Betrieb beziehungsweise mit wesentlichen Änderungen verbundenen Auswirkungen in ihren Rechten verletzt werden können.

### 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 einen wirksamen Schutz der Umwelt ist.

### Genehmigungsentscheidung

Die Antragsunterlagen, die Gutachten der hinzugezogenen Sachverständigen und, falls vorhanden, die Stellungnahme des BMU 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 (2iii) Behördliche Prüfung und Beurteilung (Aufsicht)

Während der gesamten Lebensdauer mit Einschluss der Errichtung und der Stilllegung unterliegen Kernkraftwerke nach Erteilung der erforderlichen Genehmigung einer kontinuierlichen staatlichen Aufsicht gemäß Atomgesetz und den zugehörigen atomrechtlichen Verordnungen. Die Aufsicht wird durch die Landesbehörden wahrgenommen. Die Länder handeln auch bei der Aufsicht im Auftrag des Bundes (→ Artikel 7 (1)), das heißt 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 von Sachverständigen oder durch andere Behörden

- ▶ die Einhaltung der sicherheitsrelevanten 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 Störer oder sonstige Einwirkungen Dritter,
- ▶ die Zuverlässigkeit des Antragstellers,
- ▶ die Fachkunde und den Fachkundeerhalt der verantwortlichen Personen sowie den Kenntniserhalt der sonst tätigen Personen auf der Anlage und
- ▶ 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 in Verbindung mit § 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 enthalten sind Angaben zum Betriebsverlauf, zu Instandhaltungsmaßnahmen und Prüfungen, zum Strahlenschutz und zu radioaktiven Abfällen. Radiologisch sowie 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 (iv) – (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 sind häufiger vor Ort. 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 (2iv) 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.

Die Befugnisse der Aufsichtsbehörde bei einer nicht genehmigten Betriebsweise werden in Artikel 7 (2ii) behandelt.

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 zum Beispiel

- ▶ 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) und
- ▶ 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 zum Beispiel

- ▶ 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 Überwachungsvorschriften der Strahlenschutzverordnung sorgt.

Nach dem Atomgesetz und den zugehörigen Rechtsverordnungen sind die für den Umgang mit radioaktiven Stoffen, den Betrieb von Anlagen und für deren Beaufsichtigung verantwortlichen Personen zu benennen. Bei Ordnungswidrigkeiten können Bußgelder bis zu 50.000 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 zum Beispiel 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 2011

Die neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ wurden am 24. Januar 2013 veröffentlicht (→ Artikel 7 (2i)).

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 2010 bis 2012 wurde insgesamt bei 18 KTA-Regeln die Überarbeitung vorgenommen, eine KTA-Regel neu erstellt und es wurde ein neues KTA-Regelvorhaben initiiert. Derzeit befinden sich außerdem 51 Regelvorhaben in Bearbeitung.

## Artikel 7: Zukünftige Aktivitäten

Die Erarbeitung der Interpretationen zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ soll 2013 abgeschlossen werden. Eine Veröffentlichung der Interpretationen ist vorgesehen.

Es erfolgt weiterhin eine regelmäßige Überprüfung von KTA-Regeln. Wenn erforderlich, werden KTA-Regeln überarbeitet beziehungsweise neu erstellt. Deutschland beteiligt sich aktiv an der Erarbeitung der IAEA Safety Standards und der Überarbeitung der WENRA Reference Levels. Dabei nutzt Deutschland die internationalen Erkenntnisse zur Weiterentwicklung seines eigenen kerntechnischen Regelwerks und stellt seine Erfahrungen aus der deutschen Regelwerksentwicklung international zur Verfügung.

## 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 Stellen

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).

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-2.1]. Vorher war das Bundesministerium des Innern sowohl für Umweltschutz als 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.

**Abbildung 8-1: Organisation der staatlichen Stelle**



Das BMU trägt hinsichtlich der Verpflichtungen des Übereinkommens die gesamtstaatliche Verantwortung nach innen wie auch gegenüber der internationalen Gemeinschaft nach außen, dafür dass die jeweils Verantwortlichen bei Antragstellern und Be-

treibern, 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.

**Tabelle 8-1: Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder für Kernanlagen (im Sinne des Übereinkommens)**

Land	Kernkraftwerke	Genehmigungsbehörde	Aufsichtsbehörde
Baden-Württemberg	Obrigheim GKN I GKN II Philippsburg 1 Philippsburg 2	Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg im Einvernehmen mit Innenministerium des Landes Baden-Württemberg	Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft des Landes Baden-Württemberg
Bayern	Isar 1 Isar 2 Grafenrheinfeld Gundremmingen B Gundremmingen C	Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit im Einvernehmen mit Bayerisches Staatsministerium für Wirtschaft, Infrastruktur, Verkehr und Technologie	Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit
Hessen	Biblis A Biblis B	Hessisches Ministerium für Umwelt, Energie, Landwirtschaft und Verbraucherschutz.	
Niedersachsen	Unterweser Grohnde Emsland	Niedersächsisches Ministerium für Umwelt, Energie und Klimaschutz	
Schleswig-Holstein	Brunsbüttel Krümmel Brokdorf	Ministerium für Energiewende, Landwirtschaft, Umwelt und ländliche Räume des Landes Schleswig-Holstein	

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.

### 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 (2ii) – (2iv) 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 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.

Die 2008 durchgeführte IRRS-Mission (IRRS = Integrated Regulatory Review Service) empfahl eine Klärung zum Bund-Länder-Verhältnis und eine Verbesserung der Zusammenarbeit. Diesbezügliche Verbesserungen wurden im Rahmen der Vorbereitung der 2011 durchgeführten IRRS Follow-up Mission umgesetzt und dargestellt. Die Prozesse und Schnittstellen werden in einer Arbeitsgruppe „Aufsichtshandbuch“ zwischen Bund und Ländern behandelt und werden in einem „Aufsichtshandbuch für BMU und Länder über den Vollzug des Atomgesetzes“ zusammengestellt.

### 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-2.3] geschaffen wurde. Das BfS 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 Zweckmäßigkeitssaufsicht, der Erarbeitung von Rechts- und Verwaltungsvorschriften sowie bei der zwischenstaatlichen Zusammenarbeit.

### 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, Klima und Energiewirtschaft nachgeordneten Landesanstalt für Umwelt, Messungen und Naturschutz Baden-Württemberg (LUBW) Messungen zur Umgebungsüberwachung der Kernkraftwerke vorgenommen und das Kernkraftwerks-Fernüberwachungssystem-(KFÜ-) Messnetz betrieben.

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

Regulatorische Funktion	Aufgaben und Zuständigkeiten der staatlichen Stelle	
	Behörde des Bundes	Behörden der Länder
<b>Hauptfunktionen</b>		
Schaffung innerstaatlicher Sicherheitsvorschriften und -regelungen [Artikel 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 [Artikel 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 [Artikel 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 [Artikel 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
<b>Nebenfunktionen</b>		
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

- verfahrensführend, verantwortliche Wahrnehmung
- Aufgabe mit getrennten Zuständigkeiten, aber gemeinschaftlichen Zielen
- „Föderalismusfunktion“ Recht- und Zweckmäßigkeitssaufsicht oder Mitwirkung (zum Beispiel 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.

## 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.

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

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

Abbildung 8-2: Länderausschuss für Atomkernenergie

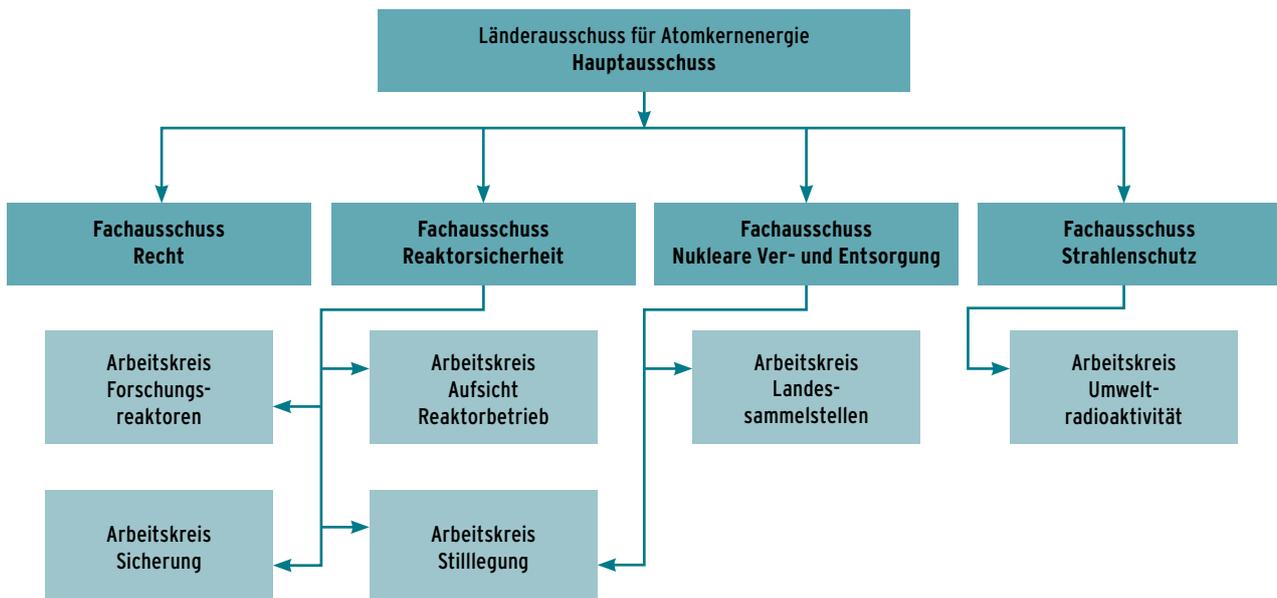
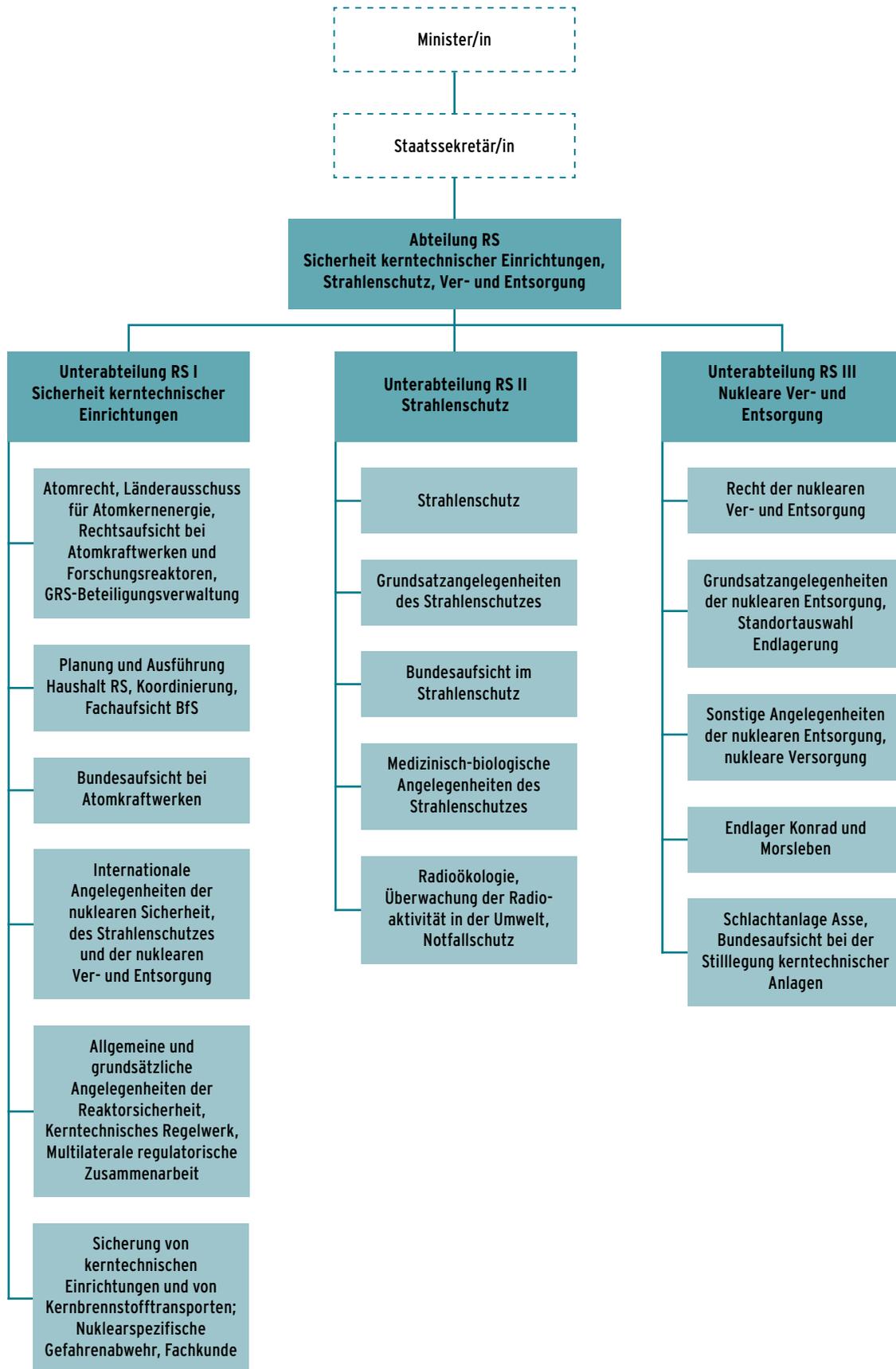


Abbildung 8-3: Organisation der Abteilung Reaktorsicherheit und Strahlenschutz



## 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.

Das Personal von Ministerien setzt sich in der Regel aus Lebenszeitbeamten und Tarifangestellten des öffentlichen Dienstes zusammen.

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 (Festanstellungen) mit juristischem Fachpersonal (einschließlich Mitar-

beiterinnen und Mitarbeitern des höheren Dienstes anderer nichttechnischer Fachrichtungen) und mit wissenschaftlich-technischem Fachpersonal des höheren und des gehobenen Dienstes sowie mit weiterem Verwaltungspersonal ist in Abbildung 8-4 dargestellt.

Im Bereich Strahlenschutz/Notfallschutz sind, soweit Gegenstand dieses Übereinkommens, in der Unterabteilung RS II insgesamt 18 wissenschaftlich-technische Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter tätig.

Unter Berücksichtigung der Zu- und Abgänge von Mitarbeiterinnen und 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 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) als Sachverständigenorganisation des Bundes wie auch anderer Sachverständiger hinzuzieht. Für Aufträge an Sachverständige werden die erforderlichen finanziellen Mittel im Rahmen des Bundeshaushalts zur Verfügung gestellt (→ Abschnitt über finanzielle Ressourcen der „staatlichen Stelle“).

### Atomrechtliche Behörden der Länder

Die atomrechtlichen Behörden der Länder zur Überwachung der Kernenergie sind die von den Landesregierungen bestimmten obersten Landesbehörden

Abbildung 8-4: Organisation und Personalausstattung der Unterabteilung RS I

	Unterabteilung RS I Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen					
	RS I 1 Atomrecht	RS I 2 Koordinierung	RS I 3 Bundesaufsicht	RS I 4 Internationales	RS I 5 Grundsätzliche Angelegenheiten	RS I 6 Sicherung, Fachkunde
Juristisches Fachpersonal	5	1	—	3	—	—
Wissenschaftlich- technisches Fachpersonal	—	1	9	2	5	5
Verwaltungs- personal	4	4	2	3	—	1

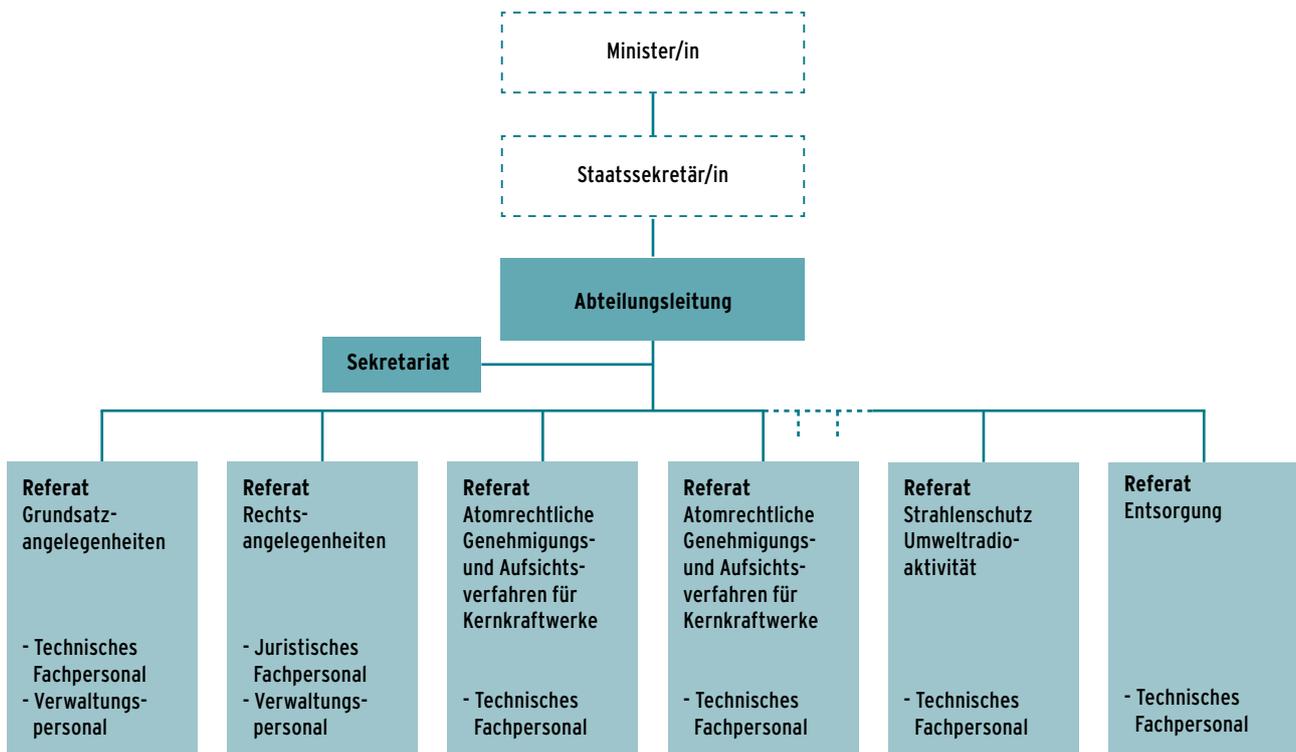
(Ministerien). Die Zuweisung der Zuständigkeit auf die Ministerien erfolgt durch eine Verordnung oder durch eine andere organisatorische Verfügung der Landesregierung. Die Tabelle 8-1 zeigt die für die Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens zuständigen Ministerien. Innerhalb der Ministerien werden die 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 gegebenenfalls durch zusätzliche Referate für Strahlenschutz und Umweltradioaktivität, Entsorgung, Grundsatzangelegenheiten und Rechtsangelegenheiten unterstützt. In einigen Ländern sind neben Kernkraftwerken und kerntechnischen Forschungseinrichtungen 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 (zum Beispiel 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“) beziehungsweise der Aufsicht („Inspection“) erfolgt nicht. Bei der Einstellung von Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern und der Weiterqualifikation achten die atomrechtlichen Behörden darauf, dass sie eigenes Fachpersonal in den für die kerntechnische Sicherheit wichtigen Fachbereichen haben. In Baden-Württemberg beispielsweise hat die Abteilung für Kernenergieüberwachung und Strahlenschutz Regelungen für die Personalausstattung und

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



Weiterbildungsmaßnahmen des Personals in das Managementsystem der Abteilung integriert. Für die Gewinnung und Weiterbildung von Personal wurde ein Kompetenzkatalog eingeführt, der acht Kompetenzbereiche beinhaltet. Der Katalog wird verwendet, um bei Einstellung und Weiterqualifikation die erforderliche Kompetenz und Qualifikation der Abteilung sicherzustellen. Weiterhin obliegt diesem Personal auch die Führung und Steuerung der zugezogenen Sachverständigen sowie die Prüfung und Bewertung von Sachverständigenstellungnahmen.

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 bis zu 30 Prozent 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 bis 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 Mitarbeiterinnen und 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, stellen die

zuständigen staatlichen Stellen in Deutschland auch weiterhin die erforderlichen finanziellen Ressourcen, die fachliche Kompetenz des Personals, die Personalstärke sowie eine zweckmäßige und effiziente Organisation sicher.

Eine große Anzahl erfahrener Mitarbeiterinnen und 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 Reaktorsicherheit 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.

Zur Umsetzung einer IRRS-Empfehlung erarbeitet das BMU gemeinsam mit den Ländern einen Vorschlag zur Identifizierung der erforderlichen Kompetenzen für die zukünftigen Aufgaben und zur Umsetzung der entsprechenden Kompetenzerhaltung.

Im Rahmen der IRRS Follow-up Mission wurde positiv vermerkt, dass in der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde des Landes Baden Württemberg der Prozess „Personalführung und Personalausstattung“ durch die Aufnahme von Hauptfachgebieten und einer Kompetenzmatrix sowie durch die Verknüpfung mit dem Prozess Fortbildung verbessert wurde.

### **Kompetenz und Personalentwicklung bei der atomrechtlichen Behörde des Bundes**

Auf einer Sondersitzung des Länderausschusses für Atomkernenergie (LAA) im Oktober 2011 wurde zwischen dem BMU und den Ländern vereinbart, dass ein Personalentwicklungskonzept zur Sicherung der Personalausstattung gemeinsam mit allen Ländern entwickelt werden soll.

Erfahrungsverluste konnten bisher durch Dokumentation des Wissens und Befragungen weitgehend ausgeglichen und 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 Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter erfolgt im Wesentlichen durch Teilnahme an ausgewählten Themenblöcken des einjährigen Traineeprogramms der Sachverständigenorganisation GRS („GRS-Akademie“) sowie durch Teilnahme an externen Veranstaltungen, wie Fachseminaren und Simulatorschulungen. Zur weiteren Unterstützung und für den Wissenserhalt bei BMU, Ländern, Sachverständigenorganisationen und weiteren Institutionen wurde ein instituti- onsübergreifender Informationsaustausch zu ausge- wählten Themen durch das internetgestützte Portal für Nukleare Sicherheit als Instrument des Wissens- managements eingeführt.

Für alle Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter sind Fra- gen der Weiterqualifikation durch Fort- und Weiter- bildung ein Gegenstand der regelmäßigen Mitarbei- tergespräche.

### **Kompetenz und Personalentwicklung bei den atomrechtlichen Behörden der Länder**

Auch bei den atomrechtlichen Behörden der Länder stellen allgemeine staatliche Sparmaßnahmen beson- dere Herausforderungen an den Erhalt der Kompe- tenz. 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 Perso- nalausstattung zu erhalten und die rechtzeitige Ein- arbeitung von Ersatzkräften sicherzustellen. Über- prüfungen haben bei einigen Landesbehörden zu einer Stärkung der personellen Organisation und der Stellensituation geführt.

Neu eingestellte Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter sollen auf Grund einer überlappenden Wiederbeset- zung frei werdender Stellen am Wissenstransfer der Behörden teilnehmen. Ihre Einarbeitung erfolgt auf der Grundlage individueller Einarbeitungsplä- ne. Der jeweilige Einarbeitungsplan führt verschiede- ne Maßnahmen zur Aus- und Fortbildung, die Heran- führung an spezielle Tätigkeiten und die Anleitung zum selbständigen Handeln zusammen. In Abhän- gigkeit von dem vorgesehenen Einsatzbereich und bereits vorhandenen Kenntnissen wird das Nach- wuchspersonal in allen relevanten technischen und rechtlichen Gebieten geschult.

Darüber hinaus sind auch die bereits langjährigen und erfahrenen Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter

einiger Landesbehörden behördlicherseits verpflich- tet, ihre Fachkunde kontinuierlich auf dem aktuellen Stand zu halten und an den entsprechenden Fortbil- dungsmaßnahmen teilzunehmen.

Für alle Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter sind Schu- lungen an Kernkraftwerkssimulatoren und am Glas- modell sowie die Teilnahme an nationalen und in- ternationalen Fachtagungen wichtige Elemente der Fort- und Weiterbildung.

Anstellungsvoraussetzung für technische Fachkräf- te ist ein abgeschlossenes Hochschulstudium in der erforderlichen Fachrichtung. In der Vergangenheit wurden neben Hochschulabgängern Personen mit Berufserfahrung in der Gewerbeaufsicht, bei Sach- verständigen, in der Industrie und in der Wissen- schaft eingestellt. Die Kenntnisse für die speziellen Aufgaben der Aufsichtsbehörde (kerntechnisches Fachwissen, Verwaltungswissen, Kompetenzen für Inspektionstätigkeiten etc.) werden in einer Einfüh- rungsphase durch Kurse sowie On-the-Job unter An- leitung eines Mentors vermittelt. Eine kontinuierli- che Kontrolle der Arbeitsleistung und Arbeitserge- bnisse erfolgt durch die Vorgesetzten. Fragen der Wei- terqualifikation sind Gegenstand regelmäßiger Mit- arbeitergespräche.

Durch das Hinzuziehen von Sachverständigen für die verschiedenen Genehmigungs- und Aufsichtsverfah- ren sind für die Aufsichtsbeamten vor allem breite, generalistische Kenntnisse erforderlich. Sie haben beispielsweise zu prüfen, ob die Sachverständigen- stellungnahmen 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 besonde- re Kenntnisse auf diesem Gebiet ausweisen.

### **Informations- und Wissensmanagement- system**

Um einen Teil des Erfahrungswissens zu erhalten und für zukünftige Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter bereitzustellen, wird beim BMU in enger Zusammen- arbeit mit der GRS ein bestehendes Informations- managementsystem weiterentwickelt. Dazu werden Sammlungen von Unterlagen und wichtigen Fachin- formationen für atomrechtliche Behörden und Sach- verständigenorganisationen gesichtet, aufbereitet und elektronisch strukturiert zugänglich gemacht. Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter sollen unter Ver- zicht herkömmlicher Ablagen und langwieriger Re- cherchen auf ihrem Arbeitsplatz-PC zu den für ihre Arbeit wichtigen Informationen unmittelbaren Zu- gang haben.

Die Einführung eines IT-gestützten Systems für Wissensmanagement und Zusammenarbeit auf dem sogenannten BMU/GRS-Portal für Nukleare Sicherheit wurde von den Reviewern der IRRS Follow-up Mission als „Good Practice“ für die Verfügbarkeit vieler für die Arbeit der staatlichen Stellen wichtigen Arbeitsgrundlagen und den Informationsaustausch anerkannt.

Dieses Portal dient auch dem Wissenserhalt von BMU, Ländern, Sachverständigenorganisationen und weiteren Institutionen. Da der internationale Informations- und Wissensaustausch für den Vollzug des Atomgesetzes und die regulatorische Zusammenarbeit immer wichtiger wird, erfolgt ebenso eine enge Vernetzung mit internationalen Informationsangeboten (zum Beispiel International Regulatory Network (Reg-Net), Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN)).

### 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 Landesbehörden 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 circa 23 Millionen Euro für Untersuchungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit zur Verfügung. Dazu gehören 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. Weitere Haushaltsmittel werden unter anderem für die Finanzierung der Tätigkeit der Beratungskommissionen und für die Beteiligung externer Sachverständiger an der internationalen Zusammenarbeit eingesetzt.

Zusätzlich werden mit jährlich circa 8 Millionen Euro Untersuchungen im Bereich Strahlenschutz finanziert.

### Managementsysteme der „staatlichen Stelle“

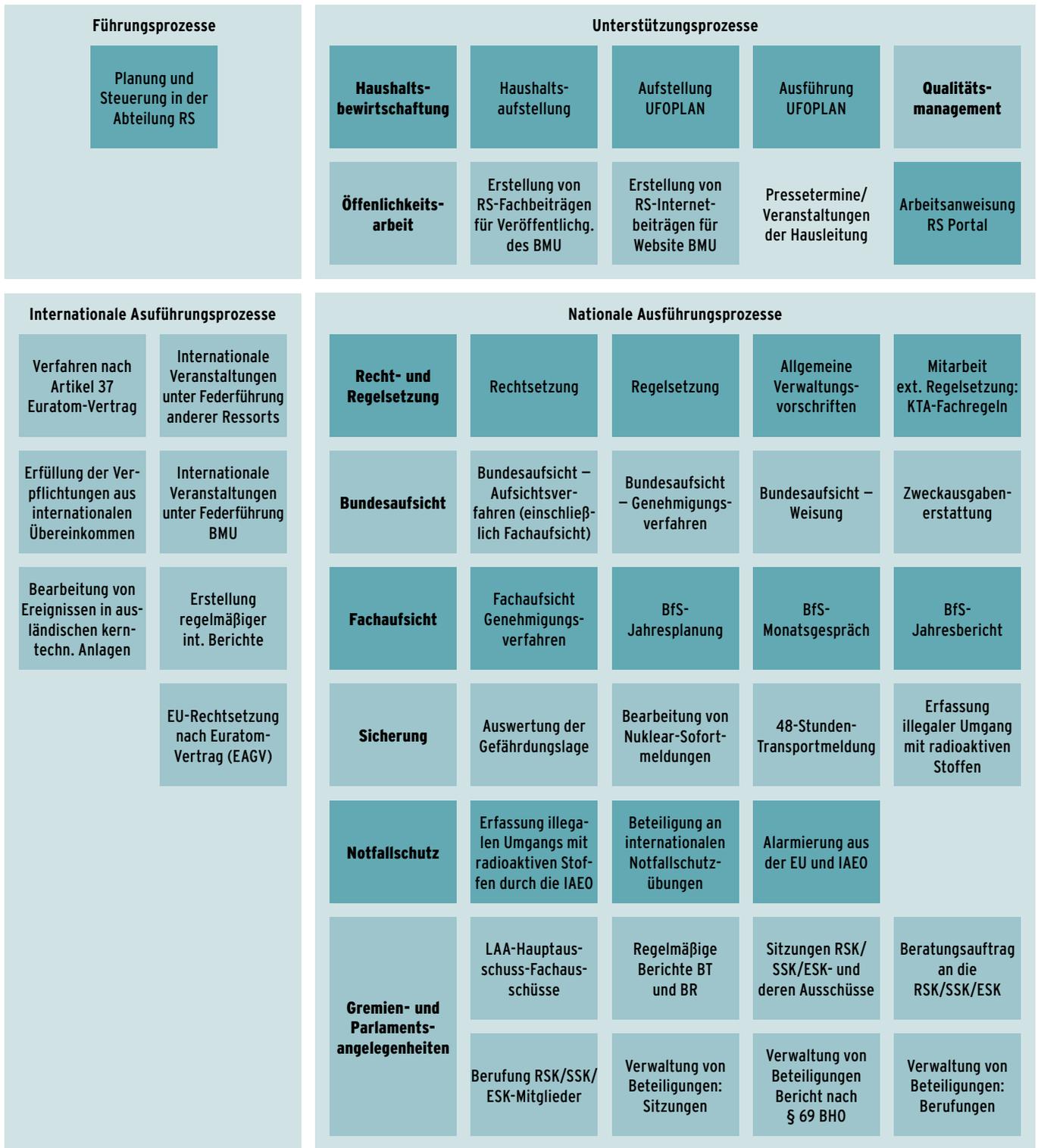
#### Managementsystem bei der atomrechtlichen Behörde des Bundes

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.

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 Mitarbeiterinnen und 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, gegebenenfalls überarbeitet und ergänzt wird sowie
- ▶ 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 überwiegend 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.

Während der IRRS-Mission 2008 und dem Follow-up 2011 wurde das Managementsystem der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde des Landes Baden-Württemberg überprüft. Die Reviewer haben festgestellt, dass das Managementsystem den internationalen Anforderungen genügt. Insbesondere wurden in der Follow-up Mission der klare Aufbau und die klare Struktur des Managementsystems, das einheitliche Erscheinungsbild der Dokumente und die schriftliche

Fixierung der gelebten Führungsprozesse (Management Review, Ziele, interne und externe Kommunikation, Organisation und Organisationsänderungen) gelobt.

## 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 23 wissenschaftlich-technische Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter tätig.

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

- ▶ die Dokumentation des Genehmigungsstatus und der verbleibenden Stromproduktionsrechte von Kernkraftwerken,
- ▶ die Dokumentation und Erstbewertung von meldepflichtigen Ereignissen,
- ▶ die Methoden und den Status der Sicherheitsüberprüfungen,
- ▶ ausgewählte Sicherheitsfragen,
- ▶ internationale Zusammenarbeit,
- ▶ nationales und internationales Regelwerk,
- ▶ die Führung eines Registers über die berufliche Strahlenexposition,
- ▶ das Kontrollprogramm zur Emissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen,
- ▶ die großräumige Überwachung der Umweltradioaktivität und
- ▶ die Betreuung und Verwaltung regulatorischer Untersuchungsvorhaben.

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

Im Rahmen eines Stufenplanes des BMU für die Jahre 2010 bis 2013 sollte die Anzahl der Stellen für den Fachbereich SK deutlich erhöht werden. 2010 konnten einige dieser neuen Stellen bewilligt und auch besetzt werden.

### Reaktor-Sicherheitskommission, Strahlenschutzkommission

Das BMU wird regelmäßig von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission (SSK) beraten. Die RSK wurde 1958 gebildet,

die SSK 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 16 Mitgliedern (Stand: 2012) 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](http://www.rskonline.de), [www.ssk.de](http://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 Sachverständigenpotenzial 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 Sachverständigenorganisationen 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 zum Beispiel bei der Betriebsauswertung, bei meldepflichtigen Ereignissen, bei wiederkehrenden Prüfungen und bei Anträgen zu kleineren Veränderungen von Anlagen oder des Betriebes.

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

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

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

werden in den 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 in der Regel von den Betreibern erstattet.

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

## Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Die GRS ist eine zentrale Sachverständigenorganisation. Sie betreibt, vorwiegend im Auftrag des Bundes, wissenschaftliche Forschung auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und ist die zentrale Sachverständigenorganisation, die vom BMU 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 350 technisch-wissenschaftliche Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter auf den Gebieten der kerntechnischen Sicherheit (Stand: 2013).

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

Auf Einladung des BMU fand vom 7. bis 19. September 2008 in Deutschland beim BMU, Abteilung RS, und beim Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg (UM BW), Abteilung 3 eine IRRS-Mission der IAEO statt. Es handelte sich um die erste IRRS-Mission der atomrechtlichen Behörden in Deutschland.

Die IRRS Follow-up Mission war für Juni 2011 geplant. Der Umfang richtete sich nach der Mission in 2008.

Der folgenschwere Unfall am 11. März 2011 im japanischen Kernkraftwerk Fukushima hatte zu einer Verschiebung der Follow-up Mission von Juni auf September 2011 geführt. Zusätzlich hatte die IAEO ein neues „Querschnittsmodul“ zu regulatorischen Aktivitäten im Nachgang zu Fukushima eingefügt. Dieses erstreckte sich in der damaligen Form über alle Module und behandelte die aus den bisherigen Erkenntnissen abgeleiteten spezifischen Anforderungen an die Behörde. Deutschland war im Juni 2011 von der IAEO gebeten worden, auch dieses Modul für die Follow-up Mission im September vorzubereiten und einen zusätzlichen Bericht zu diesem Modul abzugeben.

Neben der Überprüfung der Umsetzungen der Empfehlungen und Anregungen aus der Mission 2008 waren durch die Reviewer zusätzlich und erstmalig die Folgeaktivitäten der deutschen atomrechtlichen Aufsichtsbehörden nach dem Reaktorunfall in Fukushima geprüft worden.

An der IRRS-Mission in 2008 hatte das UM BW stellvertretend für die Aufsichtsbehörden der anderen Bundesländer teilgenommen. An der Follow-up Missi-

on hatten auch weitere Aufsichtsbehörden der Länder, in denen Kernkraftwerke betrieben werden (Bayern, Hessen, Niedersachsen und Schleswig-Holstein) beobachtend teilgenommen.

Vom 4. bis 10. September 2011 fand die Follow-up Mission statt. Dabei wurde die Umsetzung der Empfehlungen und Hinweise von 2008 eingehend untersucht.

Das Review Team der Follow-up Mission bestand aus sechs internationalen Experten aus sechs verschiedenen Nationen und drei Vertretern der IAEO. Die meisten Experten hatten bereits an der ursprünglichen IRRS-Mission teilgenommen.

Als Bewertungsgrundlagen für die Follow-up Mission 2011 wurden analog zu 2008 die durch das BMU und das UM BW erstellten und vorab übermittelten Unterlagen (Advanced Reference Material (ARM)) und ein spezielles „Fukushima Supplement“, sowie direkte Gespräche der internationalen Experten mit den nationalen Experten zur Umsetzung der Empfehlungen und Hinweise aus der Mission 2008 herangezogen. Das ARM zur Folgemission 2011 enthielt einen Fortschrittsbericht der beiden Aufsichtsbehörden, in dem dargestellt wurde, inwieweit die im Jahr 2008 ausgesprochenen Empfehlungen und Hinweise umgesetzt wurden. Die nationalen Entwicklungen im Nachgang zum Reaktorunfall im Kernkraftwerk Fukushima waren Gegenstand des „Fukushima Supplement“. In diesem Zusammenhang wurde insbesondere auf die Überprüfung der deutschen Kernkraftwerke durch die RSK eingegangen.

Der Bericht der IAEO zur Follow-up Mission bescheinigt den deutschen Aufsichtsbehörden, dass bei der Umsetzung der Empfehlungen und Hinweise aus dem Jahr 2008 große Fortschritte erzielt wurden. Das eingeführte IT-gestützte System für Wissensmanagement und Zusammenarbeit, das Portal für Nukleare Sicherheit (PNS), erwies sich als effektives Werkzeug zur Verbesserung der Kooperation zwischen Bund und Ländern („good practice“).

Ebenfalls positiv bewertet wurde die Arbeit der nationalen Lage- und Bewertungszentren von Bund, den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder und der GRS unmittelbar nach dem Reaktorunfall in Fukushima. Dabei wurden die bereits vorhandenen Strukturen zur Lagebewertung und die umfangreiche Information der Öffentlichkeit hervorgehoben.

Im Rahmen der Follow-up Mission wurde festgestellt, dass alle Empfehlungen und Anregungen, die sich auf die behördliche Aufsicht bezogen, umgesetzt

wurden. Zur weiteren Verbesserung der Prozesse und Schnittstellen im Bund-Länder-Verhältnis wurde empfohlen, ein „Aufsichtshandbuch für BMU und die Länder über den Vollzug des Atomgesetzes“ zu erstellen, dessen Erarbeitung durch eine Bund-Länder-Gruppe erfolgt.

Die von den Reviewern empfohlene zügige Veröffentlichung, der übergeordneten kerntechnischen Regelwerke („Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“) erfolgte im Januar 2013.

Die Ergebnisse der IRRS-Mission 2008 sowie die Ergebnisse der Follow-up Mission wurden auf der Internetseite des BMU ([www.bmu.de](http://www.bmu.de)) und des UM BW ([www.um.baden-wuerttemberg.de](http://www.um.baden-wuerttemberg.de)) veröffentlicht.

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 Artikels 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, das heißt 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 beziehungsweise Energiewirtschaftsförderung auch mit der Nutzung der Kernenergie befasst sind, wird dadurch gewährleistet, dass für die Aufgaben jeweils unterschiedliche Ministerien beziehungsweise 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 BMU zuständig, das seinerseits keine Aufgaben hinsichtlich der Nutzung und Förderung der Kernenergie wahrnimmt.

Die Entwicklung neuer sicherheitstechnischer Lösungen wird 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 2010

In 2011 wurde eine IRRS Follow-up Mission in Zusammenarbeit mit dem Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg (UM BW) durchgeführt.

Die Effektivität der staatlichen Stelle in Deutschland ist unter Berücksichtigung der Empfehlungen und Hinweise des IRRS Review Teams auf der Grundlage der bestehenden Zuständigkeiten von Bund und Ländern weiterentwickelt und optimiert worden.

## Artikel 8: Zukünftige Aktivitäten

Die notwendigen Prozesse und Schnittstellen zwischen Bund und Ländern werden in einem „Aufsichtshandbuch für BMU und die Länder über den Vollzug des Atomgesetzes“ zusammen mit den Ländern festgelegt. Um dieses zu gewährleisten, wurde im Jahr 2012 die Bund-Länder-Arbeitsgruppe „Aufsichtshandbuch“ eingerichtet.

Die Personalsituation soll weiter verbessert werden. Die zuständigen Behörden des Bundes und der Länder arbeiten hierbei zusammen. Hierzu wurde auf der Sondersitzung des Länderausschusses (LAA) „Atomkernenergie“ am 18. September 2011 ein gemeinsames Vorgehen vereinbart. Das BMU wird einen Vorschlag erstellen, wie die für die zukünftige Aufgabenwahrnehmung erforderliche Kompetenz identifiziert und ein Personalentwicklungskonzept einschließlich des Aus- und Weiterbildungsbedarfes aufgestellt werden kann.

# 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 unter anderem keine Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Antragstellers und der verantwortlichen Personen bestehen sowie diese Personen die erforderliche Fachkunde besitzen.

Nach der 12. AtG-Novelle vom 8. Dezember 2010 legt § 7c Absatz 1 fest, dass die Verantwortung für die nukleare Sicherheit dem Inhaber der Genehmigung für die kerntechnische Anlage obliegt und diese Verantwortung nicht delegiert werden kann (Umsetzung des Artikels 6 Absatz 1 der Richtlinie 2009/71/Euratom).

Der Genehmigungsinhaber ist gemäß der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) [1A-8] „Strahlenschutzverantwortlicher“ (§ 31 StrlSchV). Bei Kapitalgesellschaften werden die Aufgaben des Strahlenschutzverantwortlichen von einer zur Vertretung der Betriebsgesellschaft berechtigten Person wahrgenommen. Die Stellung und die Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen werden in den §§ 32 und 33 StrlSchV 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 unter anderem 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 oben genannter 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 unter anderem die Auswertung und Umsetzung von Betriebserfahrungen sowie die Meldung von meldepflichtigen Ereignissen (→ Artikel 19 (vi und 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 atomrechtlichen Genehmigungen sowie für die Zusammenarbeit aller Fachbereiche. Er ist weisungsbefugt gegenüber den Fach- oder Teilbereichsleitern.

Die Fach- oder Teilbereichsleiter sind weisungsbefugt gegenüber ihren Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern.

Der Hauptbereitschaftshabende übernimmt die Funktion des Leiters der Anlage, wenn dieser und sein Stellvertreter nicht anwesend sind.

Das verantwortliche Schichtpersonal (Schichtleiter, Schichtleitervorteiler und Reaktorfahrer) 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 und des Leiters der Qualitätssicherungsüberwachung 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 (administrativen) Vorgaben und qualifiziertem Personal.

- ▶ Sicherheitsrelevante Abläufe werden kritisch hinterfragt, überwacht und weiterentwickelt.
- ▶ Alle Handlungen/Tätigkeiten/Maßnahmen sind vom notwendigen Sicherheitsbewusstsein geprägt (hoher Stellenwert der Sicherheitskultur).
- ▶ Das erreichte technische Sicherheitsniveau und der genehmigungsgerechte Zustand der Anlagen werden durch geeignete Überwachungs- und Instandhaltungskonzepte sowie 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.

Der Betreiber hat die Erfüllung der sich aus der Richtlinie [3-2] ergebenden Anforderungen an die Fachkunde des verantwortlichen Kernkraftwerkspersonals gegenüber der zuständigen Behörde nachzuweisen.

Die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke sind Mitglied des 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 unter anderem mittels WANO Peer Reviews durchgeführt. Das Review Team setzt sich dabei aus hochqualifizierten WANO-Experten verschiedener Länder 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 erhöht 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 zum Beispiel:

- ▶ Sicherheitskultur
- ▶ Menschliches Verhalten,
- ▶ Selbsteinschätzung
- ▶ Arbeitssicherheit
- ▶ Kraftwerksstatus und Kontrolle der Ausstattung sowie
- ▶ 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 „Nationales 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 diese gegebenenfalls zu optimieren. Dreizehn repräsentative Prozesse (Betrieb, Instandhaltung, Strahlenschutz/Chemie, Erfahrungsauswertung, Fachkunde, Technik/Auftragswesen, Brennelemente(BE)-Handhabung, Brandschutz, Qualitätssicherungsüberwachung, Notfallschutz, Änderungsverfahren, Beschaffung, Sicherheitsmanagementsystem) wurden für diese Reviews ausgewählt, die periodisch in circa 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).

In Wahrnehmung ihrer Verantwortung haben sich die Betreiber das Ziel gesetzt, mit einer transparenten und offenen Kommunikation die Bevölkerung zu informieren. Hierzu zählen zum Beispiel

- ▶ Pressearbeit,
- ▶ externe Kommunikation von meldepflichtigen Ereignissen,
- ▶ Krisenkommunikation,
- ▶ externe Kommunikation von kraftwerksspezifischen Themen (Betrieb, Revisionen, Instandhaltungs- und Modernisierungsprojekte) im Rahmen des Möglichen und
- ▶ Öffentlichkeitsarbeit am Standort, zum Beispiel Kraftwerksgespräche.

So wurden beispielsweise Ende 2011 zur umfassenden Information der Bevölkerung über die Ergebnisse des EU-Stresstests die kraftwerksspezifischen Berichte aller deutschen Kernkraftwerke auf der Internetseite des jeweiligen Betreibers veröffentlicht.

## 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 unter anderem 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 beziehungsweise Genehmigungsinhabers (eines Unternehmens), beziehungsweise der ihn vertretenden Personen (zum Beispiel die Vorstände oder Geschäftsführer).

Die Aufsichtsbehörde führt Gespräche mit den Vorständen beziehungsweise 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.

## Artikel 9: Fortschritte und Veränderungen seit 2010

Die Richtlinie 2009/71/Euratom ist von Deutschland umgesetzt. Die Inhalte der Richtlinie sind in den relevanten Rechts- und Verwaltungsvorschriften des Bundes und der Länder umgesetzt.

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 ist in § 7c Absatz 1 AtG umgesetzt. In § 7c Absatz 1 AtG ist festgelegt, dass die Verantwortung für die nukleare Sicherheit dem Inhaber der Genehmigung für die kerntechnische Anlage obliegt und diese Verantwortung nicht delegiert werden kann.

## Artikel 9: Zukünftige Aktivitäten

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

# 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 Nummer 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. Artikel 6 Absatz 4 ist durch § 7c Absatz 1, Satz 1 AtG geregelt.

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).

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 wurde festgehalten, dass

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

Kurz nach dem Reaktorunfall in Fukushima hat die Bundesregierung am 14. März 2011 beschlossen, die Sicherheit aller Kernkraftwerke in Deutschland im Lichte des Reaktorunfalls in Japan zu überprüfen und ferner die sieben ältesten deutschen Kernkraftwerke für einen Zeitraum von drei Monaten vom Netz zu nehmen und die Anlage Krümmel nicht anzufahren. Die *Sicherheitsüberprüfung*<sup>16</sup> wurde von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) auf Basis der Unterlagen der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder und Expertenorganisationen durchgeführt.

Weiterhin hat die Bundesregierung Anfang April 2011 die Ethikkommission „Sichere Energieversorgung“ mit Persönlichkeiten aus Politik, Wirtschaft, Gesellschaft und Kirchen einberufen. Ziel war es, einen gesellschaftlichen Konsens zur zukünftigen Energieversorgung und zur Diskussion der Risiken

<sup>16</sup> RSK-Stellungnahme, „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, verabschiedet in der 437. RSK-Sitzung am 11. bis 14. Mai 2011

der Nutzung der Kernenergie herbeizuführen. Die Kommission kam zu dem Ergebnis, dass die Realität eines Reaktorunfalls substanziellen Einfluss auf die Bewertung des Restrisikos hat. Die mögliche Unbeherrschbarkeit eines Unfalls nehme daher eine zentrale Bedeutung im nationalen Rahmen ein<sup>17</sup>.

Auf der Grundlage dieser Ergebnisse revidierte die Bundesregierung ihre bisherige Haltung und beschloss, acht Kernkraftwerken die Berechtigung zum Leistungsbetrieb zu entziehen und die verbliebenen neun Kernkraftwerke schrittweise bis zum Jahr 2022 dauerhaft abzuschalten (→ Artikel 6). Die oben genannte Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 11. Juni 2001 ist davon nicht betroffen.

In § 7c Absatz 1 AtG ist festgelegt, dass die Verantwortung für die nukleare Sicherheit dem Inhaber der Genehmigung für die kerntechnische Anlage obliegt und diese Verantwortung nicht delegiert werden kann.

In § 7c Absatz 2, Nummer 1 AtG ist gefordert, dass der Genehmigungsinhaber ein Managementsystem einzurichten und anzuwenden hat, das der nuklearen Sicherheit gebührenden Vorrang einräumt. Weitere Anforderungen hierzu finden sich in den neu erstellten „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (Kapitel 1 „Organisatorische Anforderungen“) und der Regel [KTA 1402].

In der Regel [KTA 1402] 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 der 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 Maßnah-

men zum sicherheitsgerichteten Verhalten des Personals, Stichwort „Sicherheitskultur“, kontinuierlich weiterentwickelt.

### Sicherheitsmanagement

Die deutschen Betreiber hatten vor der Erstellung der Regel [KTA 1402] bereits den „VGB-Leitfaden zum Sicherheitsmanagement“ vorgelegt (Mitte 2008). Dieser baute auf dem „Konzept zur Optimierung des Sicherheitsmanagement-Systems“ (1999/2002) und beschrieb die 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 eines hohen Sicherheitsniveaus ergeben. Der VGB-Leitfaden wurde von den Vertretern der Betreiber in den Erstellungsprozess der Regel [KTA 1402] eingebracht.

### 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 (zum Beispiel Instandhaltung, wiederkehrende Prüfungen, Strahlenschutz). Die regelmäßige Auswertung der Erkenntnisse aus dem Aufsichtsverfahren erlaubt es den Ländern, ihre Aufsicht zum Beispiel 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

<sup>17</sup> Deutschlands Energiewende – Ein Gemeinschaftswerk für die Zukunft“, Ethik-Kommission Sichere Energieversorgung, Berlin, den 30. Mai 2011

Führungspersonals der Betreiberseite (Geschäftsführung) sind hierbei von besonderer Bedeutung.

Über das sicherheitsgerichtete Verhalten des Betriebspersonals der Betreiberseite erhalten die Aufsichtsbehörden Informationen, zum Beispiel 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 Anwendung der Managementsysteme der Betreiber überprüfen die Aufsichtsbehörden unter anderem, 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 (zum Beispiel 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 Sachverständigen 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 Indikatorenset von derzeit 42 Safety-Performance-Indikatoren angewendet, die in den letzten Jahren im Hinblick auf Aussagekraft und Nutzen für die Aufsicht, Qualität der Datenerhebung sowie Erhebungs- und Auswertehäufigkeit weiter überprüft wurden. 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 Mitarbeiterinnen und 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.

Basierend auf den Ergebnissen der IRRS-Mission (IRRS = Integrated Regulatory Review Service) beziehungsweise der IRRS Follow-up Mission wurde im Länderausschuss für Atomkernenergie (LAA) das Verhältnis von Bund und Ländern beraten. Die Aufsicht über Kernkraftwerke in Deutschland soll in einem gemeinsamen Aufsichtshandbuch vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und den Ländern beschrieben werden. Hierzu wurde eine Bund/Länder Arbeitsgruppe des Fachausschusses Reaktorsicherheit eingerichtet. Die Arbeitsgruppe hat die im Aufsichtshandbuch darzustellenden Prozesse von Bund und Ländern herausgearbeitet und sich über die Gliederung für die Darstellung dieser Prozesse verständigt. Die jeweiligen Schnittstellen zwischen Bund und Ländern werden hierbei beschrieben. Die Veröffentlichung des Handbuchs verzögert sich auf Grund von zusätzlichen Aufgaben nach dem Reaktorunfall in Fukushima.

## Artikel 10: Fortschritte und Veränderungen seit 2010

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 berücksichtigen, wurden eingeführt und weiterentwickelt. Eine weitere Entwicklung erfolgt kontinuierlich auf Basis der gewonnenen Erkenntnisse.

Auf der Basis des Erfahrungsaustausches im Rahmen des VGB wurden durch die Genehmigungsinhaber prozessorientierte Managementsysteme entwickelt, wobei neben Führungsprozessen auch sicherheitsrelevante betriebliche Prozesse erfasst werden. In der vollständig überarbeiteten Regel [KTA 1402] werden die Anforderungen an das integrierte Managementsystem weiter präzisiert.

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

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 Aufsichts- und Genehmigungsbehörde überprüft werden.

Nach § 7c Absatz 2, Nummer 1 AtG ist der Genehmigungsinhaber verpflichtet, ein Managementsystem einzurichten und anzuwenden, das der nuklearen Sicherheit gebührenden Vorrang einräumt.

## Artikel 10: Zukünftige Aktivitäten

Die Weiterentwicklung und Optimierung des integrierten Managementsystems 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 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 Management Reviews 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 zu Managementsystemen und der daraus folgenden Maßnahmen innerhalb des Aufsichtsprozesses durchgeführt werden.

# 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 Absatz 2 des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] darf die Genehmigung zur Errichtung, zum Betrieb und zur wesentlichen Änderung eines Kernkraftwerks unter anderem 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 § 33 Absatz 1, Satz 1 StrlSchV [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 zum Beispiel 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 (BfS) nach der Endlagervoraussetzungsverordnung [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, zum Beispiel 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 in der Vergangenheit erteilt worden.

Der Betrieb eines Kernkraftwerkes 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 unter anderem die 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 neu gefassten Richtlinie [3-2] und zu den fachspezifischen Kenntnissen der in Kernkraftwerken sonst tätigen Personen in der Richtlinie [3-27] festgelegt. Als verantwortliches Kernkraftwerkspersonal werden in [3-2] die folgenden Funktionen beschrieben:

- ▶ Leiter der Anlage
- ▶ Fach- oder Teilbereichsleiter
- ▶ Hauptbereitschaftshabender
- ▶ verantwortliches Schichtpersonal
- ▶ Ausbildungsleiter
- ▶ Leiter der Qualitätssicherungsüberwachung und
- ▶ kerntechnischer Sicherheitsbeauftragter

Ferner gelten neben den Richtlinien [3-2] und [3-27] die Richtlinien für den Inhalt der Fachkundeprüfung, für die Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Kernkraftwerkspersonals sowie die Anforderungen an Lehrgänge zur Vermittlung kerntechnischer Grundlagenkenntnisse und im Strahlenschutz die Richtlinie für die im Strahlenschutz erforderliche Fachkunde sowie die für die Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten in Kernkraftwerken und sonstigen Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen [3-38], [3-39], [3-40], [3-61], [3-65]. Diese Richtlinien beschreiben für das technische Personal in Kern-

kraftwerken Anforderungen an die funktionsbezogene Eingangsqualifikation, die kerntechnische Aus- und Weiterbildung, die Schulungsdurchführung, den praktischen Erfahrungserwerb einschließlich der notwendigen Erfahrungszeiten, Maßnahmen zur Erhaltung der Fachkunde sowie die für das verantwortliche Kernkraftwerkspersonal 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 sowie Teil der in [3-38] geforderten Maßnahmen zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Kernkraftwerkspersonals.

Beim Einsatz von Fremdpersonal hat der Antragsteller sicherzustellen, dass die notwendigen Kenntnisse entsprechend der Richtlinie [3-27] gewährleistet sind; erforderlichenfalls sind Betreuer einzusetzen, die das Fremdpersonal während ihrer Tätigkeit in der Anlage begleiten und die alle notwendigen sicherheitsbezogenen Kenntnisse besitzen. Dies gilt auch für den Fall, dass die Kenntnisvermittlung durch die Fremdfirma erfolgt. Ein entsprechender Nachweis ist der Aufsichtsbehörde auf Verlangen vorzulegen.

Für verantwortliches Kernkraftwerkspersonal, das in einem Kernkraftwerk ohne Berechtigung zum Leistungsbetrieb erstmals tätig werden soll, wurden die Anforderungen an den Erwerb der Fachkunde entsprechend dem Anlagenzustand angepasst. Für die Anforderungen an die Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Kernkraftwerkspersonals gilt Analoges.

## 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 circa 300 eigene Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter ganzjährig pro Block tätig. Fremdpersonal wurde weitgehend abgebaut. Während des Anlagenstillstandes für Brennelementwechsel und Jahresrevisionen erhöht sich die Anzahl der Fremdfirmenmitarbeiter zum Teil auf über 1.000 Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter.

Aufgrund der demografischen Belegschaftsentwicklung wird ein vorausschauendes Personalmanage-

ment 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.

Ein ebenso wichtiges Thema der Personalentwicklung in den Kernkraftwerken ist das Nachfolgemanagement. Dazu gehört unter anderem auch, dass durch Potenzialeinschätzung geeignete Nachfolger erkannt und gefördert werden. Freiwerdende Führungspositionen können so zeitgerecht mit den Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern besetzt werden, die am besten für diese Position geeignet sind. Die in der neu gefassten Richtlinie [3-2] für einige Funktionen erweiterten Anforderungen an die Qualifikation und an praktische Erfahrungszeiten fördern eine vorausschauende Personalplanung der Kernkraftwerksbetreiber.

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

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

Außerdem wird durch eine 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. Dies gilt auch für die Anlagen, die sich derzeit im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb befinden.

### 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 im Jahre 1970 eine Kraftwerksschule gegründet, um den Anforderungen an die fachspezifische Ausbildung des Kraftwerkspersonals 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 Mitarbeiterin/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 zum Teil auch selber durchführen. Bei Bedarf wird auf Spezialisten innerhalb der Fachabteilungen oder auf externe Spezialisten, zum Beispiel von Hochschulen, Anlagenerbauern oder dem Simulatorzentrum 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 Mitarbeiterinnen und 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, Nachweis und Erhalt der Fachkunde gemäß den Richtlinien [3-2] und [3-38] dokumentiert. So muss zum Beispiel das verantwortliche Schichtpersonal vor dem erstmaligen Tätigwerden über mehrere Jahre geschult werden und anschließend eine Fachkundeprüfung gemäß der Richtlinie [3-2] ablegen, deren Inhalt sich nach den Vorgaben der Richtlinie [3-39] richtet. Die Maßnahmen zur Erfolgskontrolle und Dokumentation der durchgeführten Schulungen sind ebenso Bestandteil des Schulungshandbuches.

### *Ausbildung am Simulator*

Für alle deutschen Kernkraftwerke existieren anlagenspezifische Vollsimulatoren. Das Simulatortraining ist wesentlicher Bestandteil zum Erwerb und Erhalt der Fachkunde. Das Training wird regelmäßig an neue Erkenntnisse oder Sachverhalte angepasst. In die Schulungen einbezogen werden unter anderem 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 die folgenden 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 Kursteilnehmern aus den in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken besucht. In Kursen lernen und üben diese an anlagenspezifischen Simulatoren 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 wieder. Das Betriebspersonal findet hier dieselben Arbeitsbedingungen und Anforderungen vor, wie sie beim Bedienen und Überwachen der realen 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 verschiedenen 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 der oben genannten Richtlinie [3-27] 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 (zum Beispiel 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 zum Beispiel 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] und [3-38] erstellt und von der zuständigen Behörde im Rahmen des Genehmigungs- und Aufsichtsverfahrens 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 vorherigen Genehmigung und unterliegen einer behördlichen Überprüfung.

### Überprüfung von Unterauftragnehmern

In Deutschland ist die Überprüfung der Unterauftragnehmer in der Verantwortung der Betreiber und wird im Rahmen eines integrierten Managementsystems behandelt (→ 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 verantwortlichem Kernkraftwerkspersonal, 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.

Die dem verantwortlichen Personal zuzurechnenden Funktionsinhaber (Leiter der Anlage, Fach- oder Teilbereichsleiter, Hauptbereitschaftshabender, Ausbildungsleiter, Leiter der Qualitätssicherungsüberwachung und kerntechnischer Sicherheitsbeauftragter) müssen abhängig von den von ihnen in der Anlage wahrzunehmenden Aufgaben eine Schichtleiterqualifikation nachweisen beziehungsweise eine Fachkundeprüfung mit Erfolg abgelegt haben. Diese Anforderung entfällt für den Leiter der Qualitätssicherungsüberwachung sowie für die Fach- und Teilbereichsleiter, deren Verantwortungsbereich den Betrieb der Anlage nicht berührt.

Das verantwortliche Schichtpersonal (Schichtleiter, Schichtleitervertreter und Reaktorfahrer) muss zusätzlich vor dem erstmaligen verantwortlichen Tätigwerden in der vorgesehenen Position die Fachkundeprüfung im vorgesehenen Kernkraftwerk bestanden haben [3-2], [3-39].

Nach erfolgter schriftlicher Prüfung legt der Betreiber der zuständigen Aufsichtsbehörde unter anderem 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 verantwortlichen Personals und sein Drei-Jahres-Programm zum Fachkundeerhalt des verantwortlichen Schichtpersonals der Aufsichtsbehörde vor.

### **Kernkraftwerke im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb**

Aufgrund der 13. AtG-Novelle haben acht Anlagen die Berechtigung zum Leistungsbetrieb verloren. In diesen Anlagen sind bis auf weiteres noch Brennelemente vorhanden.

Aufgrund des damit einhergehenden veränderten Anlagenzustandes wurde geprüft, welche Anforderungen der Richtlinien [3-2] und [3-39] für den Fachkundenachweis für die Erstausbildung von verantwortlichem Kernkraftwerkspersonal in ihren bisherigen Fassungen weiterhin notwendig sind. Dies hat zu einer Anpassung beziehungsweise auch Streichung von einer Reihe von Anforderungen der genannten Richtlinien geführt.

So finden seit dem 1. Januar 2012 für das Personal aus Anlagen, die aufgrund der 13. AtG-Novelle keine Berechtigung zum Leistungsbetrieb mehr besitzen, keine Simulatorschulungen mehr statt. Die veränderten Gegebenheiten werden stattdessen anlagenspezifisch vor Ort geschult.

Schichtleiter, Schichtleitervvertreter und Reaktorfahrer müssen nach wie vor eine Fachkundeprüfung ablegen, bevor sie in ihrer jeweiligen Funktion tätig werden dürfen, wobei der Inhalt dieser Fachkundeprüfungen auf den Anlagenzustand ohne Berechtigung zum Leistungsbetrieb angepasst ist. Eine solche Prüfung mit eingeschränkten Prüfungsinhalten ist an Anlagen ohne Berechtigung zum Leistungsbetrieb gebunden und wird für Anlagen mit Berechtigung zum Leistungsbetrieb nicht anerkannt.

In ähnlicher Weise werden auch bei den geforderten Erfahrungszeiten und den Maßnahmen zur Erhaltung der Fachkunde Anpassungen für das verantwortliche Schichtpersonal sowie für das weitere verantwortliche Personal vorgenommen.

Auch auf dem Gebiet der Personalentwicklung ergeben sich aufgrund der 13. AtG-Novelle Herausforderungen für alle Anlagen, aber insbesondere für Anlagen, die seit Juni 2011 keine Erlaubnis zum Leistungsbetrieb mehr besitzen

- ▶ erhöhte Personalfuktuation, besonders bei jüngeren Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern,
- ▶ Abwanderung von Know-how aus den Anlagen ohne Erlaubnis zum Leistungsbetrieb,
- ▶ gegebenenfalls Notwendigkeit von Neueinstellungen, um die notwendige Personalstärke zu erhalten,
- ▶ Veränderungen der vom Personal zu erledigenden Arbeiten sowie
- ▶ Beeinträchtigung bei der Motivation der Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter.

Diesen Herausforderungen begegnen die Betreiber sowohl in den Anlagen mit Erlaubnis zum Leistungsbetrieb als auch in den Anlagen, denen diese Erlaubnis durch die 13. AtG-Novelle entzogen wurde, durch eine Anpassung des Personalmanagements. Der Fokus liegt dabei auf der Erhaltung der notwendigen Personalstärke auf lange Sicht und auf der Aufrechterhaltung des benötigten Know-hows.

## Artikel 11: Fortschritte und Veränderungen seit 2010

Die im VGB organisierten Kraftwerksbetreiber haben einen Leitfadens mit Empfehlungen zur Lernerfolgskontrolle erstellt und veröffentlicht. Dieser Leitfaden stellt einen Bestandteil des von der IAEO empfohlenen Kreisprozesses „Systematic Approach to Training“ (SAT) dar. 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 gegebenenfalls Verbesserungspotenzial aufzuzeigen.

Die Überarbeitung der Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal [3-2], die unter anderem konkrete Anforderungen an die Fachkunde von verantwortlichem Personal enthält, wurde abgeschlossen und im Juli 2012 veröffentlicht. Dabei wurde eine Reihe von Anpassungen vorgenommen. Dazu gehören die Erweiterung der notwendigen Eingangqualifikationen für eine Schichtleiterausbildung auf die Hochschulabschlüsse Bachelor und Master, Präzisierungen hinsichtlich eines Anlagenwechsels sowie Anpassungen im Bereich der Prüfungsdurchführung. Zudem wurden die Anforderungen an die Qualifikation des verantwortlichen Personals und die nachzuweisenden Erfahrungszeiten verlängert. So ist seit der Neufassung der Richtlinie eine bestandene Schichtleiterprüfung eine Voraussetzung, beispielsweise für den Leiter der Anlage. Darüber hinaus wurden die Anforderungen hinsichtlich der Erhaltung der Lizenz des verantwortlichen Schichtpersonals erhöht. So müssen Personen, die nur zeitweise als Schichtleiter, Schichtleitervertreter oder Reaktorfahrer tätig sind, jetzt einen größeren Teil ihrer Arbeitszeit in dieser Funktion tätig sein.

Die Überarbeitung der Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals [3-39] wurde ebenfalls abgeschlossen und im Oktober 2012 veröffentlicht. Bei der Überarbeitung wurde insbesondere eine Anpassung und teilweise eine Erweiterung der relevanten Prüfungsinhalte vorgenommen.

## Artikel 11: Zukünftige Aktivitäten

Die Richtlinie für Programme zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals [3-38] wird derzeit überarbeitet. Dabei werden insbesondere die Anforderungen an Maßnahmen zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Personals, ausgenommen dem Schichtpersonal, in die Richtlinie integriert, so dass diese anschließend das gesamte verantwortliche Kernkraftwerkspersonal umfasst. Die Überarbeitung der Richtlinie wird in Kürze abgeschlossen, die Veröffentlichung der Neufassung wird für 2013 erwartet.

## 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 „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] ist festgelegt, dass die Unternehmensleitung die Entwicklung, Einführung und kontinuierliche Verbesserung eines integrierten prozessorientierten Managementsystems zu gewährleisten hat. Weiterhin sind sicherheitsfördernde Betriebsgrundsätze zu verwirklichen. Zu diesen übergeordneten Anforderungen gehören unter anderem

- ▶ die Instandhaltungs- und prüffreundliche Gestaltung von Einrichtungen unter besonderer Berücksichtigung der Strahlenexposition des Personals,
- ▶ ergonomische Gestaltung der Arbeitsplätze und
- ▶ die zuverlässige Überwachung der in den jeweiligen Betriebsphasen relevanten Betriebszustände.

In den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] werden im Kapitel 3 „Technische Anforderungen“ auch Anforderungen an die ergonomische Gestaltung der Voraussetzungen für zuverlässiges Handeln gestellt. Hier wird im Grundsatz gefordert, dass alle absehbaren Tätigkeiten und Maßnahmen mit sicherheitstechnischer Bedeutung in der Anlage auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 unter Berücksichtigung ergonomischer Gesichtspunkte so zu gestalten sind, dass die Voraussetzungen für das sicherheitstechnisch erforderliche Verhalten der in der Anlage tätigen Personen gegeben sind. Dies gilt auch für Tätigkeiten, die mit Bezug auf Einwirkungen von innen oder von außen sowie aus Notstandsfällen durchzuführen sind. Für die Sicherheitsebenen 4b und 4c beziehen sich die Anforderungen auf die Durchführbarkeit, die Zugänglichkeit und den Strahlenschutz.

Dieser Grundsatz gilt auch für

- ▶ die Gestaltung aller Arbeitsplätze, an denen diese Tätigkeiten ausgeführt werden und aller Arbeitsmittel, deren Einsatz für diese Tätigkeiten vorgesehen ist,
- ▶ die vorgesehenen Wege, auf denen das Personal mit allen erforderlichen Arbeitsmitteln an den Einsatzort gelangt und
- ▶ die Gestaltung der Arbeitsabläufe, der Aufgabenverteilung zwischen Mensch und Technik sowie der Arbeitsteilung zwischen den ausführenden Personen bei diesen Tätigkeiten.

Bei der Umsetzung dieses Grundsatzes sind alle Einflüsse, denen die Ausführenden bei diesen Tätigkeiten am Arbeitsplatz und auf den vorgesehenen Wegen zum Arbeitsplatz ausgesetzt sein können, zu berücksichtigen. Dazu gehören unter anderem Strahlenexposition, Raumklima, Beleuchtung und Beschallung.

Die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] werden durch die folgenden weitere 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 1203] beinhaltet die Anforderungen an das Notfallhandbuch.
- ▶ Die Regel [KTA 3904] stellt Anforderungen an die Warte, die Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken.
- ▶ Die Regel [KTA 1402] stellt Anforderungen an die Etablierung klar definierter Managementstrukturen, die sicherstellen, dass alle Tätigkeiten, die unmittelbaren oder mittelbaren Einfluss auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken haben, erfasst, beschrieben koordiniert sowie kontinuierlich überprüft und verbessert werden.

Als weitere Konkretisierung der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke sind derzeit sogenannte Interpretationen in Erstellung.

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) verabschiedete 2008 die folgenden zwei Empfehlungen mit Bezug zu menschlichen Handlungen in Kernkraftwerken:

- ▶ Empfehlung „Leitfaden für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen“ RSK-Sitzung, 14./15. Oktober 2008
- ▶ Empfehlung „Anforderungen an die Bestimmung der Mindestschichtbesetzung in Kernkraftwerken zur Gewährleistung einer sicheren Betriebsführung“ RSK-Sitzung, 18. Juni 2009

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 Organisation 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 beziehungsweise 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“ (aktueller Stand: Oktober 2011) durchgeführt. Bei Vorliegen definierter Auswahlkriterien, sofern sie für den Ereignisablauf von Bedeu-

tung sind, kommt das Verfahren zur Anwendung, wie zum Beispiel bei

- ▶ Störfällen,
- ▶ anomalen Betriebszuständen,
- ▶ bedeutsamen transienten Vorgängen,
- ▶ unplanmäßiger Nichtverfügbarkeit von Komponenten mit sicherheitstechnisch wichtigen Funktionen,
- ▶ bedeutsamen Personenschäden,
- ▶ bedeutsamen Komponenten- oder Sachschäden,
- ▶ Absturz von Lasten,
- ▶ unplanmäßiger Ableitung sowie Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Anlage,
- ▶ bedeutsamer, nicht geplanter Freisetzung radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage,
- ▶ Kontamination,
- ▶ bedeutsamen Vorkommnissen bei der Handhabung von Brennelementen,
- ▶ bedeutsamen Vorkommnissen, die nicht zur Auslösung von Ereignissen geführt haben, aber im Zusammenhang mit menschlichem Handeln oder organisatorischen/administrativen Einwirkungen stehen,
- ▶ Vorkommnissen, die eine Gefährdung von Personen beinhalten,
- ▶ Kenntnissen über das Nichtbefolgen von Betriebsvorschriften,
- ▶ Kenntnissen über unvollständige, falsche oder fehlende Betriebsanweisungen, die den sicheren Betrieb der Anlage beeinträchtigen können,
- ▶ bedeutsamen Vorkommnissen bei Instandhaltungsvorgängen und
- ▶ Häufungen von gleichartigen Ereignissen.

Beim Analyseverfahren für die ganzheitliche Ereignisanalyse wird grundsätzlich eine Basisanalyse durchgeführt. Die Basisanalyse umfasst zum Beispiel 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 und
- ▶ Ableitung von Abhilfemaßnahmen

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 zum Beispiel

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

Die Umsetzung der Abhilfemaßnahmen wird innerbetrieblich verfolgt. Eine Kontrolle der Wirksamkeit wird durch das integrierte Managementsystem der Anlagen gewährleistet. Die Überprüfung der Wirksamkeit des integrierten Managementsystems ist Forderung der Regel [KTA 1402], Kapitel 6.

Im Rahmen des betreiberübergreifenden 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.

Für die derzeit im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb befindlichen Anlagen sind Anpassungen bei der erforderlichen Wartenbesetzung durchgeführt worden.

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 beziehungsweise Veranlassung der erforderlichen Informations- und Kommunikationsaufgaben
- ▶ Ein Schichtleitervertreter insbesondere zur kontinuierlichen Verfolgung des Prozessgeschehens und der Schalthandlungen, Erfolgskontrolle und Schutzzielüberwachung
- ▶ Zwei Reaktorfahrer zur Überwachung und Bedienung der Reaktoranlage und deren Sicherheitseinrichtungen sowie des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs, der Nebenanlagen etc.
- ▶ Eine Elektrofachkraft mit Schaltberechtigung für alle elektrischen Einrichtungen im Bereich von Warte/Schaltanlagegebäude zur Bewertung elektrischer Fehler, gegebenenfalls Festlegung geeigneter Sofortmaßnahmen in Zusammenarbeit mit dem Schichtleiter 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. Handmaßnahmen können innerhalb der 30 Minuten durchgeführt werden, sofern eine zweifelsfreie Diagnose des Störfalles gegeben ist und die Handmaßnahmen eindeutig sicherheitsgerichtet sind (zum Beispiel wenn sie eine Abmilderung des Störfallverlaufes bewirken).

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 festinstallierten und verwechslungssicheren Prüfeinrichtungen über Prüfrechner bis zur automatischen Rückstellung von Sicherheitseinrichtungen bei Anforderung durch das Reaktorschutzsystem während einer Prüfung.

## 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, zum Beispiel von den Betreibern, vorgelegten Nachweise umfangreichen Bewertungen 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 2010

Grundlegende regulatorische Anforderungen sind in den neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ enthalten. Detaillierte Anforderungen sind unter anderem in den überarbeiteten Regeln [KTA 1402] (abgeschlossen Januar 2013) und [KTA 3501] (Überarbeitung noch nicht abgeschlossen) enthalten.

Für die derzeit im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb befindlichen Anlagen sind Änderungen bei der erforderlichen Wartenbesetzung durchgeführt worden.

## Artikel 12: Zukünftige Aktivitäten

Auf der Basis der oben genannten RSK-Empfehlungen haben die Betreiber ein Programm zur Verbesserung des professionellen Handelns aufgelegt. Dieses beinhaltet unter anderem die Kommunikation, Entscheidungsfindung, Pre-Job-Briefing und andere Themen. Dieses Schulungsprogramm wird in den kommenden Jahren weiterentwickelt und um praktische Übungen an speziellen Human-Performance-Simulatoren erweitert.

# 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 BMI-Sicherheitskriterien [3-1] und dem Regelwerk des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) aufbauen.

In den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ von 1977 [3-1] wurden einzelne spezifische Anforderungen an das Qualitätssicherungssystem formuliert. Die neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] enthalten übergeordnete Anforderungen in Form eines Integrierten Managementsystems (IMS). Ausführungsorientierte Inhalte sind in der Regel [KTA 1402] enthalten.

Im Rahmen des technischen Sicherheitskonzeptes sind Qualität und Zuverlässigkeit aller Einrichtungen eines Kernkraftwerks entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung zu berücksichtigen. Folgende 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 Unterlagen zur Qualitätssicherung werden im Rahmen des Aufsichtsverfahrens geprüft.

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.

Jeder deutsche Kernkraftwerksbetreiber hatte bereits auf Grundlage der Festlegungen zur Qualitätssicherung in den Sicherheitskriterien und im Regelwerk des kerntechnischen Ausschusses ein Integriertes Managementsystem implementiert.

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

Die konkrete Umsetzung der Vorgaben aus den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] und der Regeln [KTA 1401] und [KTA 1402] ist in anlagenspezifischen Dokumenten beschrieben (zum Beispiel QM-Rahmenbeschreibungen). In den anlagenspezifischen Dokumenten wird weiter konkretisiert, wie und von wem die für die Sicherheit erforderlichen Anforderungen aufgestellt und eingehalten werden und wie und von wem ihre Erfüllung nachgewiesen wird. Darin sind Prozeduren für die Einleitung von Korrekturmaßnahmen beschrieben, falls Anforderungen 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 (mittlerweile ISO 9001:2008) und der damit verbundenen Diskussion um Managementsysteme, zum Beispiel auch Sicherheitsmanagement, haben die Kernkraftwerksbetreiber die Qualitätssicherung zu einem prozessorientierten und damit lernfähigen Qualitätsmanagement weiterentwickelt. Einige Kernkraftwerke haben bereits ihr Qualitätsmanagement durch einen unabhängigen Sachverständigen, gemäß ISO 9001, zertifizieren lassen. Die Regel [KTA 1402] stellt ebenfalls Forderungen an ein prozessorientiertes, integriertes Managementsystem.

Die Einführung und Prüfung des Managementsystems erfolgte in jedem Kernkraftwerk durch zum Beispiel eine unabhängige Stabsstelle. Diese Stabsstelle, mit dem Beauftragten für Managementsysteme, ist befugt, alle erforderlichen Informationen zu beschaffen, Vorschläge zur Beseitigung von Mängeln zu unterbreiten und die Einhaltung der Maßnahmen zu überwachen.

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

- ▶ Optimierung der Checkliste zum Umgang mit Brennelementen

- ▶ verbesserte Wirksamkeitskontrolle von Schulungsmaßnahmen
- ▶ Optimierung des Lieferantenmeldesystems und
- ▶ verbesserte Zusammenstellung von Zuverlässigkeitsdaten von Komponenten

### Auditprogramme der Betreiber bei Herstellern und Zulieferern

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 beziehungsweise informieren sich im Rahmen ihrer aufsichtlichen Tätigkeit über folgende Themen des Managementsystems:

- ▶ Ergebnisse der internen Audits
- ▶ Umsetzung von abgeleiteten Maßnahmen
- ▶ Weiterentwicklung der integrierten Managementsysteme
- ▶ Zertifizierung der Managementsysteme
- ▶ Auswertung von Indikatoren
- ▶ Ergebnisse des Management Review

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

## Artikel 13: Fortschritte und Veränderungen seit 2010

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.

Im November 2012 wurde die Regel [KTA 1402] „Integriertes Managementsystem zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken“ herausgegeben. Die KTA-Regel behandelt grundlegende Anforderungen eines prozessorientierten Managementsystems mit integriertem Ansatz wie zum Beispiel Verantwortung der Leitung, Anforderungen an den sicheren Betrieb, Überwachung, Analyse, Bewertung und Verbesserung sowie die Verfolgung von Verbesserungsmaßnahmen.

## Artikel 13: Zukünftige Aktivitäten

Die Weiterentwicklung und Optimierung des integrierten Managementsystems 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 Anwendung und Verbesserung ihrer Managementsysteme
- ▶ Methoden und Aussagekraft der von den Genehmigungsinhabern praktizierten Wirksamkeitsprüfung (Ableitung aus den Sicherheitszielen), Indikatoren, unabhängige interne oder externe Überprüfungen (zum Beispiel Management Reviews und Audits), systematische Vergleiche mit anderen Anlagen und Betreibern (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 zu Managementsystemen und der daraus folgenden Maßnahmen innerhalb des Aufsichtsprozesses durchgeführt werden.

# 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 und
- ▶ 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 Kernkraft-

werke zur Prüfung erforderlichen Informationen“ [3-7.1], in den „Leitfäden zur Durchführung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung“ [3-74.1 bis 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 Absatz 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 Sicherheitsbericht 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 Sicherheitspezifikationen 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 Sicherheitspezifikationen (→ Artikel 19 (ii)) müssen detaillierte Angaben zu organisatorischen Regelungen sowie alle wesentlichen Daten, Grenzwerte und Maßnahmen, die für den sicheren Zustand und Betrieb eines Kernkraftwerkes von Bedeutung sind, umfassen. 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 Sicherheitspezifikationen. Änderungen von Angaben, die in die Sicherheitspezifikationen aufgenommen wurden, bedürfen der Genehmigung, bei geringerer sicherheitstechnischer Bedeutung der Zustimmung durch die Aufsichtsbehörden.

Alle für Nachweiszwecke gemäß § 7 AtG [1A-3] erstellten beziehungsweise zu erstellenden Unterlagen sind einschließlich der Sachverständigengutachten 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 Absatz 2 Nummer 3 und Nummer 5, und des § 19 Absatz 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, zum Beispiel rechnerische Nachweise und Konstruktionspläne oder -zeichnungen
- ▶ sicherheitstechnisch bedeutsame Betriebsaufzeichnungen
- ▶ Unterlagen zum Strahlenschutz des Personals und der Umgebung
- ▶ sonstige zum Nachweis der Erfüllung sicherheitstechnischer Vorschriften, Auflagen (§ 17 Absatz 1 AtG) und Anordnungen (§ 19 Absatz 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 beziehungsweise zustimmungspflichtigen Änderungen im Rahmen der Aufsicht nach § 19 AtG vorgelegt (→ Artikel 7 (2ii)).

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 zum Beispiel die für den Sicherheitsnachweis zum neuen Reaktorkern vor einer Neubeladung 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 beziehungsweise 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)). Die 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 beziehungsweise 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.

## Zehnjährliche Sicherheitsüberprüfung

Seit Anfang der 1990er Jahre werden Sicherheitsüberprüfungen (SÜ) nach bundeseinheitlichen Kriterien nach jeweils zehn Jahren Betrieb der Anlage durchgeführt. Sie umfassen eine deterministische Sicherheitsstatusanalyse, eine probabilistische Sicher-

heitsanalyse 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 wurde die Durchführung bereits durch Auflage in der Betriebsgenehmigung festgelegt.

Seit der Änderung des Atomgesetzes vom April 2002 ist die Durchführung einer zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung (SÜ) gesetzlich festgeschrieben (§ 19a AtG). Die Pflicht zur Vorlage der Ergebnisse einer SÜ entfällt, wenn der Genehmigungsinhaber gegenüber der Aufsichtsbehörde und der Genehmigungsbehörde verbindlich erklärt, dass er den Leis-

tungsbetrieb der Anlage spätestens drei Jahre nach dem im Atomgesetz zuletzt genannten Termin zur Vorlage der SÜ endgültig einstellen wird. Zusammen mit den im Atomgesetz festgeschriebenen Terminen zur endgültigen Abschaltung resultiert daraus, dass zukünftig für zwei Kernkraftwerke noch Sicherheitsüberprüfungen durchzuführen sind (→ Tabelle 14-1). Für die Anlagen im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb hat der Fachausschuss Reaktorsicherheit beschlossen, dass der Genehmigungsinhaber eine Sicherheitsanalyse für die Stillstands- und Nachbetriebsphase zu erstellen hat. Diese sollen sich hinsichtlich der methodischen Vorgehensweise zur Ermittlung des Betrachtungsumfangs an den Leitfäden zur Sicherheitsüberprüfung orientieren.

Der Durchführung der Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken sind die bundeseinheitlichen Leitfäden [3-74.1 bis 3-74.3] für die deterministische Sicherheitsstatusanalyse, die probabilistische Sicherheitsanalyse und die deterministische Analyse zur

**Tabelle 14-1: Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke**

	Anlage	Typ	Letzter Termin	Nächster Termin
1	Biblis A (KWB A)	DWR	31.12.2001 (31.12.2011*)	--
2	Biblis B (KWB B)	DWR	31.12.2000 (31.12.2010*)	--
3	Neckarwestheim 1 (GKN 1)	DWR	31.12.2007	--
4	Brunsbüttel (KKB)	SWR	30.06.2001 (30.06.2011*)	--
5	Isar 1 (KKI 1)	SWR	31.12.2004	--
6	Unterweser (KKU)	DWR	31.12.2001 (31.12.2011*)	--
7	Philippsburg 1 (KKP 1)	SWR	31.08.2005	--
8	Grafenrheinfeld (KKG)	DWR	31.10.2008	--
9	Krömmel (KKK)	SWR	30.06.2008	--
10	Gundremmingen B (KRB B)	SWR	31.12.2007	--
11	Grohnde (KWG)	DWR	31.12.2010	**
12	Gundremmingen C (KRB C)	SWR	31.12.2007	31.12.2017
13	Philippsburg 2 (KKP 2)	DWR	31.10.2008	**
14	Brokdorf (KBR)	DWR	31.10.2006	31.10.2016
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	**

hinterlegte Felder markieren abgeschaltete Anlagen.

\* Sicherheitsüberprüfung durchgeführt, aber keine Begutachtung

\*\* Keine zukünftige Sicherheitsüberprüfung erforderlich nach § 19 a Absatz 2 AtG (Leistungsbetrieb wird spätestens drei Jahre nach dem zehnjährlichen Überprüfungsintervall eingestellt).

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 auslegungüberschreitenden Anlagenzuständen, für die das Vorhandensein von Notfallenschutzmaßnahmen (→ Artikel 18 (i)) ausgewiesen werden muss.

Für alle neun noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke sowie für die inzwischen im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb befindlichen Kernkraftwerke wurden deterministische Sicherheitsstatusanalysen, probabilistische Sicherheitsanalysen und deterministische Analysen zur Anlagensicherung durchgeführt.

Für die Anlagen im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb hat der Fachausschuss Reaktorsicherheit beschlossen, dass der Genehmigungsinhaber eine Sicherheitsanalyse für die Stillstands- und Nachbetriebsphase zu erstellen hat. Diese sollen sich hinsichtlich der methodischen Vorgehensweise zur Ermittlung des Betrachtungsumfangs an den Leitfäden zur Sicherheitsüberprüfung orientieren.

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 „Zehnjährliche 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 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) im Auftrag der Bundesregierung durchgeführt.

Die für die probabilistische Sicherheitsanalyse anzuwendenden Methoden und Daten sind in ergänzenden technischen Dokumenten („Methoden zur proba-

bilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ [4-7] und „Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“) zu den behördlichen Leitfäden [3-74.1 bis 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] und für alle im Leistungsbetrieb befindlichen Kernkraftwerke auch der Stufe 2 vor. Diese haben zu technischen und prozeduralen Verbesserungen in den Anlagen geführt.

Probabilistische Sicherheitsanalysen umfassen seit 2005 bei einer PSA der Stufe 1 anlageninterne auslösende Ereignisse für alle Anlagenbetriebszustände (Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb) sowie für den Leistungsbetrieb übergreifende Einwirkungen von innen (Brand, interne Überflutung) und standortspezifisch zu unterstellenden Einwirkungen von außen wie Flugzeugabsturz (FLAB), Explosionsdruckwelle, Hochwasser und standortabhängig Erdbeben mit einer Erdbebenintensität von mehr als 6 nach der MSK-Skala sowie die Zustände des Nichtleistungsbetriebs. Eine PSA der Stufe 2 ist für anlageninterne auslösende Ereignisse für Zustände des Leistungsbetriebs durchzuführen.

Der vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) einberufene und vom Bundesamt für Strahlenschutz (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.

Da nach der 13. AtG-Novelle [3A-1] nur noch für zwei der insgesamt neun noch im Leistungsbetrieb befindlichen Kernkraftwerke probabilistische Sicherheitsanalysen im Rahmen der nach § 19a AtG geforderten Sicherheitsüberprüfung (SÜ) durchzuführen sind, ist eine Überarbeitung des PSA-Leitfadens nicht mehr vorgesehen. Auch eine umfassende Überarbeitung der zugehörigen Fachverbände zu PSA-Methoden und -Daten [4-7] ist nicht mehr beabsichtigt. Es werden jedoch Ergänzungsdokumente zu den nach Stand von Wissenschaft und Technik umfassender zu berücksichtigenden Themenbereichen „PSA der Stufe 2“, „PSA für den Nichtleistungsbetrieb“, „Berücksichtigung des Human Factor in der PSA“ und „PSA für Einwirkungen von außen“ erarbeitet.

## Durchgeführte Nachrüstungen und Verbesserungen sowie laufende Aktivitäten

Der wachsende Kenntnisstand und die Anforderungen der Behörden haben zu sicherheitsgerichteten Nachrüstungen und Verbesserungen der Anlagen geführt. Dabei wurden auch Erkenntnisse aus den Sicherheitsüberprüfungen herangezogen. Einige wichtige Maßnahmen seit 2010 sind im Folgenden aufgeführt.

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

Aufgrund der generischen Bedeutung wurde die Thematik Sumpfstopfung durch Isoliermaterial bei Kühlmittelverluststörfällen auch bei deutschen Anlagen systematisch untersucht. Für DWR ist diese Thematik gelöst infolge der vorgenommenen Nachrüstmaßnahmen

- ▶ Reduzierung der Maschenweite der Sumpfansaugesiebe auf 2 x 2 Millimeter,
- ▶ Differenzdruckmessung über die Sumpfansaugesiebe,
- ▶ Durchsatzreduzierung beziehungsweise Mindestmengenbetrieb sowie
- ▶ Rückspülprozeduren bei Erreichen von Begrenzungen.

Für SWR laufen derzeit anlagenspezifische Betrachtungen zur gesicherten Sumpfansaugung.

### Störfallverhalten von Brennelementen mit Hüllrohren aus Zirkonium-Niob

Die deutschen Betreiber beteiligen sich am OECD-CABRI-Water-Loop-Programm in Frankreich zur Vollständigung der experimentellen Datenbasis für höhere Abbrände und für repräsentative Kühlungsbedingungen der Brennelemente, jedoch ist auf Grund von weiteren Verzögerungen erst ab Mitte 2014 mit Versuchsergebnissen zu rechnen. Die dort erwarteten Daten sollen ebenfalls der Validierung der Rechenmodelle dienen.

Die Dringlichkeit einer Validierung wurde anhand des diesjährigen OECD-RIA-Benchmark deutlich, an dem sich 14 Institutionen mit acht Codes beteiligten. Die Benchmark-Studie macht deutlich, dass gegenwärtig erhebliche Unsicherheiten in den Brennstab-Modellen zum RIA-Verhalten vorliegen und daher der künftigen Erweiterung der experimentellen Da-

tenbasis aus dem OECD CABRI-CIP-Water Loop-Programm eine besondere Bedeutung zukommt.

### Deborierung

Bei einem kleinen Leck im Primärkreislauf kann es im Verlauf eines Störfalles zu einer Absenkung der Borkonzentration in Teilen des Kühlmittels kommen (Verringerung des Primärkreisinventars mit Abriss des Naturumlaufes). In einem Leckspektrum von circa 10 bis 70 Quadratzentimeter wird ein Teil der Nachzerfallsleistung durch teilweises Verdampfen des Kühlmittels im Kern und Kondensation des Dampfes in den Dampferzeuger-U-Rohren abgeführt (Reflux-Condenser-Betrieb). Nach dem Wiederauffüllen des Primärsystems und dem Anlaufen des Naturumlaufes kann schwach boriertes Kühlmittel in den Reaktorkern gelangen. Für die Nachweise zum Reflux-Condenser-Betrieb für das Szenarium heißseitige Einspeisung/heißseitiges Leck wurde für die maximal zulässige kritische Borkonzentration für Anlagen mit heißseitiger Vorzugslage der Notkühleinpeisung für die Borkonzentration ein Wert von 1200 ppm angesetzt. Die *Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)* hat dazu am 5. April 2012 eine *Empfehlung*<sup>18</sup> zur minimalen zulässigen Borkonzentration zur Sicherstellung der Unterkritikalität nach „Reflux Condenser Betrieb“ beim kleinen Leckstörfall beschlossen.

### Software-basierte Leittechnik

Gegenwärtig wird in deutschen Kernkraftwerken software-basierte Leittechnik grundsätzlich nur für Funktionen eingesetzt, die nicht der höchsten Sicherheitskategorie zuzurechnen sind (das heißt ohne direkte Bedeutung für die auslegungsgemäße Störfallbeherrschung, jedoch relevant für die Störfallprävention oder die Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 4a). Diese Funktionen finden sich zum Beispiel bei der betrieblichen Reaktorregelung und Reaktorleistungsbegrenzung sowie bei der Leittechnik in Notstandssystemen (→ Artikel 18 (i)). Auf der Sicherheitsebene 3 werden einige programmierbare Einrichtungen in der Instrumentierung (eigenständige sogenannte „embedded systems“) eingesetzt. In wenigen Fällen werden Funktionen von Notstandssystemen bei übergreifenden Einwirkungen (zum Beispiel anlageninterner Brand, Bemessungserdbeben) auch zur Störfallbeherrschung herangezogen.

Software-basierte Leittechnik in Sicherheitssystemen mit den höchsten Zuverlässigkeitsanforderungen für

<sup>18</sup> RSK-Stellungnahme, „Empfehlungen zur maximalen zulässigen kritischen Borkonzentration zur Sicherstellung der Unterkritikalität nach „Reflux-Condenser-Betrieb“ beim kleinen Leckstörfall“, verabschiedet in der RSK-Sitzung am 5. April 2012

Funktionen zur Beherrschung von Auslegungsfällen (zum Beispiel Reaktorschutz) kam bisher abgesehen von den zuvor genannten programmierbaren Einrichtungen in der Instrumentierung 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 RSK und in KTA-Arbeitsgremien unter Berücksichtigung des internationalen Erkenntnisstandes diskutiert. Im Vordergrund standen prinzipielle Auslegungsanforderungen, Fragestellungen zur Zuverlässigkeit und der hierfür erforderlichen Nachweisführung sowie Konzepte zur Realisierung der Hard- und Softwarekonfiguration. Grundlegende Anforderungen an die Auslegung software-basierter Leittechnik werden in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] gestellt. Konkretisierende Anforderungen an die Auslegung software-basierter Leittechnik werden in den zu erstellenden Interpretationen zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (Anforderungen an die Leittechnik und Störfallinstrumentierung) sowie in der Regel [KTA 3501] gestellt. Anforderungen an die erforderlichen Prüfungen und Nachweise für software-basierte Einrichtungen in der Leittechnik sind in den Regeln [KTA 3501, 3503, 3505, 3506 und 3507] enthalten.

Das BMU hat am 24. Januar 2013 die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ veröffentlicht. Diese enthalten grundlegende Anforderungen an die rechnerbasierten oder programmierbaren leittechnischen Einrichtungen aller Sicherheitsebenen.

## 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 Begutachtungen von Sachverständigen sind in einer Richtlinie [3-34] formuliert.

Die Sachverständigen überprüfen detailliert die vom Antragsteller eingereichten Angaben. Anhand der in der Begutachtung zugrunde zu legenden Bewertungsmaßstäbe werden eigene Prüfungen und Berechnungen, vorzugsweise mit anderen Methoden und Programmen als die vom Antragsteller verwendeten, vorgenommen und diese Ergebnisse gewürdigt. Die an der Begutachtung 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 (Kernkraftwerks-Fernüberwachung (KFÜ)) und durch eigene Beprobung der Anlagenumgebung realisiert.

## Aktivitäten in Folge des Reaktorunfalls in Fukushima im März 2011

### Sicherheitsbewertungen im Aufsichtsverfahren

#### *Überprüfungen im nationalen Rahmen*

Unmittelbar nach dem Reaktorunfall in Fukushima haben die zuständigen atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der Länder gezielte Inspektionen und Anlagenbegehungen durchgeführt, um den Bedarf für unmittelbar zu ergreifende Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit festzustellen und gegebenenfalls weitere Sicherheitsbewertungen durch Expertenkommissionen zu veranlassen.

Wenige Tage nach dem Erdbeben in Japan wurde die RSK damit beauftragt, eine Überprüfung der Sicherheit der in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke bezüglich des Reaktorunfalls in Fukushima durchzuführen<sup>19</sup>.

<sup>19</sup> RSK-Stellungnahme, „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, verabschiedet in der 437. RSK-Sitzung am 11. bis 14. Mai 2011

Gemäß dem von der RSK erstellten *Anforderungskatalog*<sup>20</sup> für die anlagenbezogenen Überprüfungen der deutschen Kernkraftwerke war insbesondere zu ermitteln, inwieweit die übergeordneten Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente im Reaktordruckbehälter sowie im Brennelement-Lagerbecken“ und „Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe (Erhalt der Barrieren)“ bei über die bisher angesetzten, nach wie vor als anforderungsgerecht anzusehenden Auslegungsanforderungen hinausgehenden Einwirkungen von außen eingehalten werden (Robustheit). Zur Bewertung der Robustheit der Anlagen wurden dabei jeweils drei themenspezifisch definierte Schutzgrade eingeführt. Es wurden insbesondere naturbedingte Ereignisse (Erdbeben, Hochwasser, wetterbedingte Folgen sowie Überlagerungen), von konkreten Ereignisabläufen unabhängige Postulate zur Nichtverfügbarkeit von Sicherheits- und Notstandssystemen (zum Beispiel längerfristiger Ausfall der Stromversorgung inklusive Notstromversorgung oder Nichtverfügbarkeit der Nebenkühlwasserversorgung) und erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen betrachtet. Ebenso untersucht wurden zivilisatorisch bedingte Ereignisse wie zum Beispiel Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle oder terroristische Einwirkungen und mögliche Beeinflussungen durch Nachbarblöcke. Die Sicherheitsüberprüfung ist von der RSK durchgeführt und auf Basis der Unterlagen der Betreiber, der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder und Expertenorganisationen bewertet worden.

Zusammenfassend kam die RSK am 16. Mai 2011 in ihrer Stellungnahme zu dem Ergebnis, dass im Vergleich mit dem Kernkraftwerk in Fukushima hinsichtlich der Stromversorgung und der Berücksichtigung von Hochwasserereignissen für deutsche Anlagen eine höhere Vorsorge festzustellen ist. Weitere Robustheitsbewertungen zeigten, dass kein einheitliches Ergebnis in Abhängigkeit von Bauart oder Alter auszuweisen ist. Bei älteren Anlagen mit ursprünglich geringeren Auslegungsanforderungen waren in der Vergangenheit zur Sicherstellung der notwendigen Sicherheitsfunktionen zum Beispiel Notstandssysteme nachgerüstet worden. Die *Ergebnisse* der RSK-

Beratungen wurden in den *drei Berichten* veröffentlicht<sup>21, 22, 23</sup>.

Die RSK hat dabei auch die Empfehlungen aus dem Peer Review-Prozess des ENSREG EU-Stresstests ([www.ensreg.eu/eu-stress-tests](http://www.ensreg.eu/eu-stress-tests)) betrachtet und bei der Erstellung nationaler Empfehlungen berücksichtigt.

Weitere Untersuchungen und Beratungen der RSK zu den Themen „Absturz von Verkehrsflugzeugen“, „Extreme Wetterbedingungen“ und zur Erdbebenauslegung sind noch nicht abgeschlossen oder in Vorbereitung (Stand: Februar 2013).

Zusätzlich hat die GRS im Auftrag des BMU eine *Weiterleitungsnachricht (WLN)*<sup>24</sup> erstellt die insbesondere auch Empfehlungen für deutsche Kernkraftwerke im Hinblick auf den Reaktorunfall in Fukushima enthält, die die Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse weiter verbessern sollen.

Die oben genannten Untersuchungen und daraus resultierenden Empfehlungen dienen der Erhöhung der Robustheit deutscher Anlagen. Dazu tragen auch die konkreten Maßnahmen in den Kernkraftwerken bei, die anlagenspezifisch ermittelt wurden. Sie sind im nationalen „*Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima*“<sup>25</sup> zusammenfassend dargestellt. Im Folgenden werden einige Beispiele der geplanten beziehungsweise bereits umgesetzten Maßnahmen für die im Leistungsbetrieb befindlichen Anlagen wiedergegeben (→ Anhang 6):

- ▶ Beschaffung zusätzlicher mobiler Notstromaggregate sowie Installation von räumlich getrennten, EVA-geschützten Einspeisepunkten
- ▶ Sicherstellung der Gleichstromversorgung bis zehn Stunden mit Hilfe eines mobilen Diesels am Standort zur Stützung der Batterien
- ▶ Installation von festinstallierten Einspeisewegen zur Bespeisung des BE-Lagerbeckens von außerhalb (des Sicherheitsbehälters oder des Reaktorgebäudes), ohne dass gefährdete Raumbereiche betreten werden müssen
- ▶ Einführung von SAMG in allen Anlagen
- ▶ Schaffung einer diversitären Kühlwasserquelle

20 „Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, verabschiedet in der 434. RSK-Sitzung am 30. März 2011

21 RSK-Stellungnahme, „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, verabschiedet in der 437. RSK-Sitzung vom 11. bis 14. Mai 2011

22 RSK-Stellungnahme, „Ausfall der Primären Wärmesenke“, verabschiedet in der 446. RSK-Sitzung am 5. April 2012

23 RSK-Stellungnahme „Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke“, verabschiedet in der 450. RSK-Sitzung am 26./27. September 2012

24 „Auswirkungen des Tohoku-Erdbebens an den japanischen Kernkraftwerksstandorten Fukushima Dai-ichi (1) und Dai-ni (11) am 11. März 2011 und des Niigataken Chuetsu-Oki-Erdbebens am japanischen Kernkraftwerksstandort Kashiwazaki-Kariwa am 16. Juli 2007“, WLN 2012/02, 15. Februar 2012

25 „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“, BMU, 31. Dezember 2012

- ▶ Anschaffung weiterer Kommunikationsmittel (überwiegend Satellitentelefone) zur Erhöhung der Robustheit der Kommunikation
- ▶ Installation einer seismischen Instrumentierung
- ▶ Überprüfung der Auslegung des SHB-Druckentlastungssystems (Venting) auf Bedienbarkeit während SBO, zur Zugänglichkeit der Einrichtungen bei Handbetätigung bei ungünstigen radiologischen Bedingungen und mit Bezug zum langfristigen Betrieb
- ▶ Nachrüstung von H<sub>2</sub>-Rekombinatoren (PARs) im Bereich des BE-Lagerbeckens (SWR)

### Überprüfungen im internationalen Rahmen

Der Europäische Rat hat Ende März 2011 erklärt, dass die Sicherheit aller kerntechnischen Anlagen der EU mittels einer Risiko- und Sicherheitsbewertung („Stresstest“) überprüft werden sollte. Die Federführung zur Durchführung dieser Untersuchungen hatte die European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) übernommen.

Deutschland hat aktiv an diesem EU-Stresstest teilgenommen. Hierzu hatte ENSREG am 13. Mai 2011 eine Anforderungsspezifikation veröffentlicht, nach der alle Kernkraftwerke in Europa ihre Robustheit gegenüber extremen äußeren Einwirkungen (Topic 1), bei Verlust von Sicherheitsfunktionen (Topic 2) und die vorhandenen Maßnahmen bei schweren Unfällen (Topic 3) bewertet haben. Im Rahmen dieser Untersuchungen wurden von den Betreibern Standortberichte auf der Basis der ENSREG-Anforderungen erstellt. Diese Berichte wurden von der jeweiligen nationalen Aufsichtsbehörde überprüft und bewertet und die Ergebnisse in einem nationalen Bericht zusammengefasst. Die nationalen Berichte wurden zum Jahresende 2011 öffentlich zugänglich gemacht und an ENSREG übermittelt. Der deutsche Bericht ist auf den Internetseiten des BMU unter [www.bmu.de](http://www.bmu.de) sowie über die Internetseite der ENSREG unter [www.ensreg.eu](http://www.ensreg.eu) veröffentlicht worden. Zudem haben die deutschen Kernkraftwerksbetreiber ihre Standort-Berichte zu dem EU-Stresstest auf ihren eigenen Internetseiten veröffentlicht. Die jeweiligen Internetadressen sind in der Anlage zum deutschen Bericht enthalten.

Anschließend wurden alle nationalen Berichte zunächst einer themenspezifischen und dann einer länderspezifischen europäischen Überprüfung unterzogen (Peer Review). Für jedes teilnehmende Land wurde ein Country Peer Review Report mit konkreten Empfehlungen und Erkenntnissen erstellt. Aus den Erkenntnissen aller Überprüfungen wurde ein Gesamtbericht zum EU-Stresstest erstellt.

## Maßnahmen der Betreiber

Die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke haben auf der Grundlage ihrer Verantwortung für die Sicherheit der Anlagen unmittelbar nach dem Reaktorunfall in Fukushima eigene Bewertungen durchgeführt. Diese Erstuntersuchungen haben keine Hinweise auf Auslegungsdefizite ergeben. Im auslegungsüberschreitenden Bereich wurden Potenziale für weitere Optimierungen festgestellt, so dass einige Maßnahmen in den Anlagen unmittelbar nach dem Reaktorunfall in Fukushima ergriffen wurden.

Darüber hinaus haben die Betreiber eine ergänzende Analyse der Sicherheitsvorkehrungen hinsichtlich der Erhöhung der Robustheit der für die Vermeidung und Begrenzung von Freisetzungen radioaktiver Stoffe entscheidenden Sicherheitsfunktionen (vitale Sicherheitsfunktionen) unter auslegungsüberschreitenden Einwirkungen begonnen. So wurden in einem ersten Schritt die vitalen Sicherheitsfunktionen der Kernkraftwerke für die Analysen identifiziert. In einem zweiten Schritt wurde beschrieben, wie diese Sicherheitsfunktionen durch vorhandene betriebliche Einrichtungen, Sicherheitseinrichtungen oder durch Notfallmaßnahmen gewährleistet werden. In einem dritten Schritt wurde bewertet, inwieweit die vitalen Sicherheitsfunktionen

- a. bei auslegungsüberschreitenden naturbedingten Ereignissen,
- b. bei zivilisatorisch bedingten Ereignissen,
- c. bei unterstelltem gemeinsam verursachten redundanzübergreifenden Ausfall einer aktiven Sicherheitseinrichtung

so verfügbar bleiben, dass eine abrupte Verschlechterung des Ereignisablaufes (Cliff-Edge-Effekte) verhindert wird. Eine Überlagerung der drei genannten Kriterien war nicht vorgesehen. Darüber hinaus wurde die Robustheit von Vorsorgemaßnahmen bewertet. Sollte ein Versagen von Vorsorgemaßnahmen unter den genannten Bedingungen zu besorgen sein, wurde dieses unterstellt.

Mit diesen Analysen wurde die Robustheit der Kernkraftwerke vor dem Hintergrund des Reaktorunfalls im japanischen Kernkraftwerk Fukushima vertieft bewertet; Potenziale für eine Anhebung der Robustheit wurden erkannt. In dem ENSREG-Report zum „Follow-up fact finding site visit“ im Kernkraftwerk Gundremmingen wurde diese Vorgehensweise hervorgehoben.

## Behördliche Überprüfung

Die durchgeführten nationalen Sicherheitsüberprüfungen und Untersuchungen, wie in den vorhergehenden Kapiteln erläutert, enthalten generische Empfehlungen. Diese generischen Empfehlungen sind die Grundlage für die anlagenspezifisch festgelegten Maßnahmen.

Einige Bundesländer haben auf der Basis der Empfehlungen der RSK und der GRS eigene Aktionspläne aufgestellt. So beinhaltet zum Beispiel der baden-württembergische Aktionsplan die Themenbereiche präventive Notfallmaßnahmen, mitigative Notfallmaßnahmen und zusätzliche Analysen. Die Empfehlungen des Aktionsplans sind anlagenspezifisch ausgearbeitet. Sie sind der Sicherheitsebene 4 zuzuordnen und wurden in die drei Kategorien „kurzfristig umzusetzen“, „mittelfristig umzusetzen“ und „bereits umgesetzt und/oder nur geringer Sicherheitsgewinn“ eingeteilt.

Unmittelbar nach dem Unfall in Fukushima wurden zusätzlich von einigen Bundesländern eigene Expertenkommissionen zur Untersuchung eingesetzt.

## 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 Anforderungen 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 Sicherheitspezifikationen 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.

## 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 hinzugezogenen 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, zum Beispiel 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 wiederkehrender Prüfungen pro Jahr, exemplarisch für einen DWR der Baulinie 3 mit jährlicher Revision**

Prüfobjekte	während Betrieb	bei Revision	Gesamt
Sicht- und Funktionsprüfungen	2.850	1.000	3.850
Strahlenschutz	370	20	390
Hebezeuge	70	10	80
Zerstörungsfreie Prüfungen	10	35	45
Bautechnik	45	15	60
Objektsicherung	130	5	135
<b>Summe</b>	<b>3.475</b>	<b>1.085</b>	<b>4.560</b>

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 (zum Beispiel 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 IT-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 und Schädigungsmechanismen sind dort unter dem Begriff Betriebseinflüsse behandelt.

In den deutschen Kernkraftwerken kamen bereits frühzeitig umfangreiche Maßnahmen zum Tragen, um unzulässigen Auswirkungen der Alterung zu begegnen. Diese waren 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))
- ▶ der Fachkundeerwerb und -erhalt auf ausreichend hohem Niveau (→ Artikel 11 (2))

Ergänzt wurde 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 (zum Beispiel Ermüdungsanalysen für Komponenten der druckführenden Umschließung gemäß Regel [KTA 3201.2], Typprü-

fungen 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.

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. Alterungsbedingte Ausfälle, die auf systematische Phänomene zurückzuführen sind, waren bisher nur selten zu beobachten.

Im November 2010 wurde die Regel [KTA 1403] „Alterungsmanagement in Kernkraftwerken“ herausgegeben. Ziel der Regelerstellung war es, insbesondere

- ▶ Regelungen für ein systematisches und umfassendes Alterungsmanagement in den Kernkraftwerken im kerntechnischen Regelwerk zu treffen,
- ▶ eine Konkretisierung der Empfehlungen der RSK vom Juli 2004 zur „Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken“ vorzunehmen,
- ▶ die Vorgehensweise bei Alterungsmanagement in deutschen Kernkraftwerken zu vereinheitlichen,
- ▶ Anforderungen internationaler Organisationen (IAEO, WENRA) an die Vorgehensweise beim Alterungsmanagement zu berücksichtigen und
- ▶ Festlegungen zur Dokumentation des Alterungsmanagements

zu erstellen. Die Regel [KTA 1403] legt Anforderungen an das Alterungsmanagement fest, die technische und organisatorische Maßnahmen zur rechtzeitigen Erkennung der für die Sicherheit eines Kernkraftwerkes relevanten Alterungsphänomene und zum Erhalt des anforderungsgerechten Qualitätszustandes umfassen. Von den Betreibern von Kernkraftwerken ist danach ein systematisches und wissensbasiertes Alterungsmanagement einzurichten, welches zu organisieren, zu dokumentieren, auszuwerten und fortzuschreiben ist. Das Alterungsmanagement ist auf Grundlage einer strukturierten Wissensbasis durchzuführen und prozessorientiert umzusetzen sowie organisatorisch in den betrieblichen Ablauf einzubinden. Es ist Teil eines integrierten Managementsystems.

Die durchgeführten Maßnahmen zum Alterungsmanagement und die erzielten Ergebnisse sind zu dokumentieren und zu bewerten. In periodischen Abständen sind hierüber Berichte zu erstellen. Auf der Grundlage der durchgeführten Auswertungen ist das Alterungsmanagement fortlaufend zu optimieren. Unzulässige Abweichungen vom Qualitätszustand sind zu beseitigen.

Die Umsetzung der Anforderungen der Regel [KTA 1403] an das Alterungsmanagement wird von den Aufsichtsbehörden intensiv begleitet. Die Installation dieses Alterungsmanagementsystems in den Anlagen ist weitestgehend abgeschlossen.

## Maßnahmen für betreiberinterne Überprüfungen

### WANO Peer Reviews

Mit WANO Peer Reviews werden die sicherheitsrelevanten Prozesse von internationalen Experten untersucht.

WANO Peer Reviews wurden in Deutschland sukzessiv für alle in Betrieb befindlichen Anlagen durchgeführt. Im Zeitraum 1997 bis 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 wurden die Anlagen Emsland (2010), Brunsbüttel (2010), Brokdorf (2011) erneut überprüft. Für 2013 sind die Anlagen Grohnde, Gundremmingen und Grafenrheinfeld vorgesehen.

### Nationale 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 gegebenenfalls Optimierungen vorzunehmen. Die jeweiligen Themen werden dabei bedarfsorientiert von einem VGB-Gremium ausgewählt und dann in allen Anlagen überprüft.

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 IAEA 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 wurde. 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 deutschen Kernkraftwerken 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 gegebenenfalls 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 Prüfmethode hängt dabei auch vom Anlagenzustand wie zum Beispiel 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 Sachverständigen 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 zum Beispiel 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 ausgerichtet 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, zum Beispiel durch Genehmigungsaufgaben, zur Vorlage von schriftlichen Berichten zu verschiedenen Themenbereichen verpflichtet. Hierzu gehören zum Beispiel Sachverhalte des Betriebs, der Sicherheit, des Strahlenschutzes einschließlich der Umgebungsüberwachung sowie zum Bestand und Verbleib radioaktiver Stoffe. Diese Berichte werden von der Aufsichtsbehörde, von nachgeordneten Behörden oder von zugezogenen Sachverständigen ausgewertet. Auffälligkeiten wird durch weitere Nachforschungen nachgegangen.

Der aktuelle Betriebszustand der Kernkraftwerke wird mit Hilfe des Kernkraftwerks-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 2010

Sicherheitsüberprüfungen (SÜ), wie sie im Atomgesetz § 19a nach jeweils zehn Jahren Betrieb gefordert sind, erfolgten seit 2010 in den Anlagen Grohnde, Biblis B sowie in Brunsbüttel und Unterweser. Für das Kernkraftwerk Biblis A und Unterweser wurde trotz des Erlöschens der Berechtigung zum Leistungsbetrieb aufgrund der 13. AtG-Novelle die SÜ Ende 2011 eingereicht. Eine umfangreiche Begutachtung ist jedoch nicht mehr vorgesehen. Auch für die Ende 2010 bezüglich Biblis B vorgelegte SÜ erfolgt aufgrund des Erlöschens der Berechtigung zum Leistungsbetrieb keine abschließende Begutachtung. Aufgrund der Änderung des Atomgesetzes sind zwei weitere Sicherheitsüberprüfungen für die Anlagen Brokdorf (2016) und Gundremmingen C (2017) in der Planung.

Im Rahmen von WANO Peer Reviews wurden seit 2010 die Kernkraftwerke Emsland (2010), Brunsbüttel (2010), Brokdorf (2011), GKN II (2012) erneut überprüft.

Die Aktualisierung der technischen Dokumente zur PSA-Methodik („Methoden zur probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ und „Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“) [4-7] wurde in den Themenfeldern Nichtleistungsbetrieb, Personalhandlungen, Erdbeben-PSA, Hochwasser und PSA der Stufe 2 im Berichtszeitraum abgeschlossen. Zurzeit erfolgt eine Bewertung zum Erfahrungsrückfluss bei der Verwendung der Dokumente. Entsprechende Anhänge zu den Dokumenten sollen 2013 fertiggestellt werden.

## Artikel 14: Zukünftige Aktivitäten

Zu den technischen Dokumenten zur PSA-Methodik und Daten [4-7] werden ergänzende Dokumente zu den Themenbereichen: PSA der Stufe 2, PSA für den Nichtleistungsbetrieb, Personalhandlungen und PSA für Einwirkungen von außen (unter anderem Erdbeben) erstellt.

Derzeit wird ein Leitfaden zur Anwendung der PSA in der Aufsicht erarbeitet.

Für weitere WANO Peer Reviews besteht derzeit folgende Terminplanung: Grohnde (2013), Gundremmingen (2013) und Grafenrheinfeld (2013).

# 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, zuletzt in 2011, geändert, neu gefasst und an die jeweiligen Euratom-Grundnormen [1F-2.1] 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 insbesondere der Umgang mit Kernbrennstoffen sowie Errichtung, Betrieb und Stilllegung von kerntechnischen Anlagen 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 Stan-

des 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 (As Low As Reasonably Achievable).

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.

### 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 Millisievert im Kalenderjahr. Weitere Grenzwerte sind für Organe und Gewebe festgelegt. Personen unter 18 Jahren und gebärfähige Frauen unterliegen strengeren Grenzwerten. Ein ungeborenes Kind darf durch die Berufstätigkeit der Frau nach Mitteilung der Schwangerschaft nicht mehr als 1 Millisievert erhalten. Die Summe der in allen Kalenderjahren ermittelten effektiven Dosen beruflich strahlenexponierter Personen darf die Lebenszeitdosis von 400 Millisievert 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 Millisievert 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 Millisievert nur einmal im Kalenderjahr und eine effektive Dosis von mehr als 250 Millisievert 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. Mit Änderung der Strahlenschutzverordnung [1A-8] von 2011 wurden die rechtlichen Grundlagen geschaffen, die amtliche Dosis auch mit elektronischen Personendosimetern zu ermitteln. Zusätzlich zur Messung der Dosis infolge äußerer Strahlenexposition wird die Dosis durch Inkorporation, in der Regel durch Überwachung der luftgetragenen Aktivitätskonzentration oder Ganzbeziehungsweise 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 durchgeführt. Auch nach Änderung der Strahlenschutzverordnung wird diese bisher ausschließlich mit von der bestimmten Messstelle ausgegebenen passiven Dosimetern und nicht mit elektronischen Personendosimetern durchgeführt. Die in der Regel monatlich ermittelten Messwerte werden von diesen Messstellen dem Strahlenschutzverantwortlichen beziehungsweise 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 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 Strahlenexpositi-

on von mehr als 6 Millisievert 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 Millisievert 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 Strahlenpass zu führen. Die Regelungen [2-2] hierzu stellen sicher, dass alle Expositionen aus Tätigkeiten – auch außerhalb von Kernkraftwerken (zum Beispiel 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 zum Beispiel die Richtlinie [3-43.1] 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 [3-43.2] vorgegeben.

## 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 Millisievert 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.

Tabelle 15-1: Dosisgrenzwerte aus der Strahlenschutzverordnung

§	Geltungsbereich	Zeitraum	Grenzwert [mSv]
<b>Auslegung und Betrieb kerntechnischer Anlagen</b>			
46	<b>Umgebung kerntechnischer Anlagen</b>		
	Effektive Dosis: Direktstrahlung aus Anlagen einschließlich Ableitungen	Kalenderjahr	1
	Organdosis für die Augenlinse	Kalenderjahr	15
	Organdosis für Haut	Kalenderjahr	50
47	<b>Grenzwerte für Ableitungen mit Luft oder Wasser im bestimmungsgemäßen Betrieb</b>		
	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	<b>Störfallplanungswerte für Kernkraftwerke</b>		
	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
<b>Dosisgrenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen</b>			
55	<b>Beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie A</b>		
	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
54	<b>Beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie B</b>		
	Effektive Dosis	Kalenderjahr	6
	Organdosis für Augenlinse	Kalenderjahr	45
	Organdosis Haut, Hände, Unterarme, Füße, Knöchel	Kalenderjahr	150

**Tabelle 15-1: Dosisgrenzwerte aus der Strahlenschutzverordnung**

§	Geltungsbereich	Zeitraum	Grenzwert [mSv]
<b>Dosisgrenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen</b>			
55	Körperdosis für <b>Personen unter 18 Jahren</b>	Kalenderjahr	1
	Auszubildende 16 bis 18 Jahre mit Erlaubnis der Behörde	Kalenderjahr	6
	Organdosis Gebärmutter für <b>gebärfähige Frauen</b>	Monat	2
	Ungeborenes Kind	Schwangerschaft	1
56	Effektive Dosis	Gesamtes Leben	400
58	Besonders zugelassene <b>Strahlenexpositionen</b> 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	1.000
59	Bei Maßnahmen zur <b>Abwehr von Gefahren für Personen</b> ist anzustreben, dass eine effektive Dosis von mehr als 100 Millisievert nur einmal im Kalenderjahr und eine effektive Dosis von mehr als 250 Millisievert nur einmal im Leben auftritt (nur Freiwillige über 18 Jahre, keine Schwangeren).		

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 Millisievert 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], zuletzt geändert in 2012, 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 nachzuwei-

sen, 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 Millisievert (berechnet über alle Expositionspfade als 50- beziehungsweise 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 [3-33.2] 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, unter anderem 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, 1503.2, 1503.3 und 1504], die zuletzt 2007 beziehungsweise 2012 überarbeitet wurden. Die Betreiber kerntechnischer Anlagen führen diese Überwachungsmaßnahmen durch und legen die Ergebnisse den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden vor.

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 beziehungsweise 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 zum Teil weitere Geräte der Aufsichtsbehörden, deren Daten online über das Kernkraftwerks-Fernüberwachungssystem (KFÜ) übertragen werden.

Die Bilanzierung der Ableitung mit der Fortluft umfasst die folgenden Nuklide beziehungsweise 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 und 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 (BfS) 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 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 stand-

ortspezifisch 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 Regeln der KTA 1503-Serie in 2012 wurden diese an die Anforderungen der Strahlenschutzverordnung und den aktuellen Stand der technischen Normung angepasst. Darüber hinaus wurde die Anwendung dieser Regeln auch auf nicht festinstallierte Messeinrichtungen ausgedehnt und fachlich erweitert.

### *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. Standort spezifische Besonderheiten werden zusätzlich berücksichtigt.

Messungen vor Inbetriebnahme haben die noch unbeeinflusste Umweltradioaktivität und Strahlenexposition erfasst. Mit Überwachungsmaßnahmen im Betrieb sollen unter anderem 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 (Kernkraftwerks-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“ [3-54.1] 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 Informationssystem zur Überwachung der Umwelt-

radioaktivität (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 Zentrale des Bundes (ZdB) zur Überwachung der Umweltradioaktivität im Bfs zusammen und werden von dort an das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (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 BMU 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 der Luft sowie täglich der Gamma-Ortsdosisleistung im Bundesgebiet in Kartendarstellung im Internet ([www.bfs.de](http://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 zum Beispiel die Richtlinie [3-43.1] 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 [3-43.2] vorgegeben.

Die Richtlinie [3-43.2] 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 unter anderem die Dosisrichtwerte abgesenkt, oberhalb der ein sogenanntes „spezielles Strahlenschutzverfahren anzuwenden ist, und zwar von 50 Millisievert auf 25 Millisievert für die Kollektivdosis und von 10 Millisievert auf 6 Millisievert 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 [3-43.2] 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 [3-43.2] 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 für diese Baulinie die langfristige Reduktion der Kollektivdosen. Deutlich zu erkennen ist in 2011 die Abschaltung der vier DWR-Anlagen der Baulinie 2, die bei drei dieser Anlagen einhergeht mit einer deutlichen Reduktion des Umfangs der Tätigkeiten, was zu erheblich niedrigeren Jahreskollektivdosen führt (→ 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 Revisions-tätigkeiten zu einem Anstieg der Kollektivdosen bis 2008 führten. Mit abnehmenden Revisionsumfängen stabilisiert sich die mittlere Jahreskollektivdosis in den folgenden Jahren auf einem gegenüber 2008 niedrigeren Niveau. Wie im Falle der DWR-Anlagen der Baulinie 2 führt auch die Abschaltung der vier SWR-Anlagen der Baulinie 69 in 2011 zu einer deutlichen Reduktion in der mittleren Jahreskollektivdosis infolge deutlich reduzierten Umfangs der durchgeführten Tätigkeiten (→ Abbildung 15-2).

Die Abbildung 15-2 verdeutlicht für das Jahr 2011 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 Anlagen der Baulinien 3 und 4 beziehungsweise der Baulinie 72 mit Revision beziehungsweise Stillstand der größte Anteil der Jahreskollektivdosis auf die Zeiten der Anlagenrevision entfällt. Deutlich erkennbar ist in dieser Abbildung auch die niedrige Jahreskollektivdosis der Anlagen der DWR Baulinie 2 und der SWR Baulinie 69, die seit Mitte März 2011 abgeschaltet sind. Eine Ausnahme bildet hierbei die Anlage KWB-B, für die die Jahresrevision im üblichen Umfang früherer Jahre bereits im Februar 2011, das heißt noch vor der Anweisung zur vorübergehenden Abschaltung und späteren 13. AtG-Novelle mit Erlöschen der Berechtigung zum Leistungsbetrieb, begonnen und vollständig durchgeführt wurde.

Im Berichtszeitraum 2010 bis 2012 wurden aus den 17 in Betrieb befindlichen beziehungsweise im Jahr 2011 abgeschalteten Anlagen insgesamt 173 Ereignisse gemeldet, die nach den Kriterien der atomrechtlichen Meldeverordnung [1A-17] meldepflichtig waren (→ Artikel 19 (vi)). Davon besaßen 18 Ereignisse einen radiologischen Bezug (überwiegend Tropf- und Kleinstleckagen). Kein Ereignis war mit Auswirkungen auf die Umgebung verbunden. Eine Überschreitung zulässiger Personendosen war ebenfalls 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 (2010 bis 2012) wurden den Behörden entsprechend den radiologischen Meldekriterien [1A-17] keine solchen Fälle gemeldet.

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 BMU veröffentlicht. Die Ableitungen aus deutschen Kernkraftwerken sind in den Abbildungen 15-3 und 15-4 zusammengestellt.

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

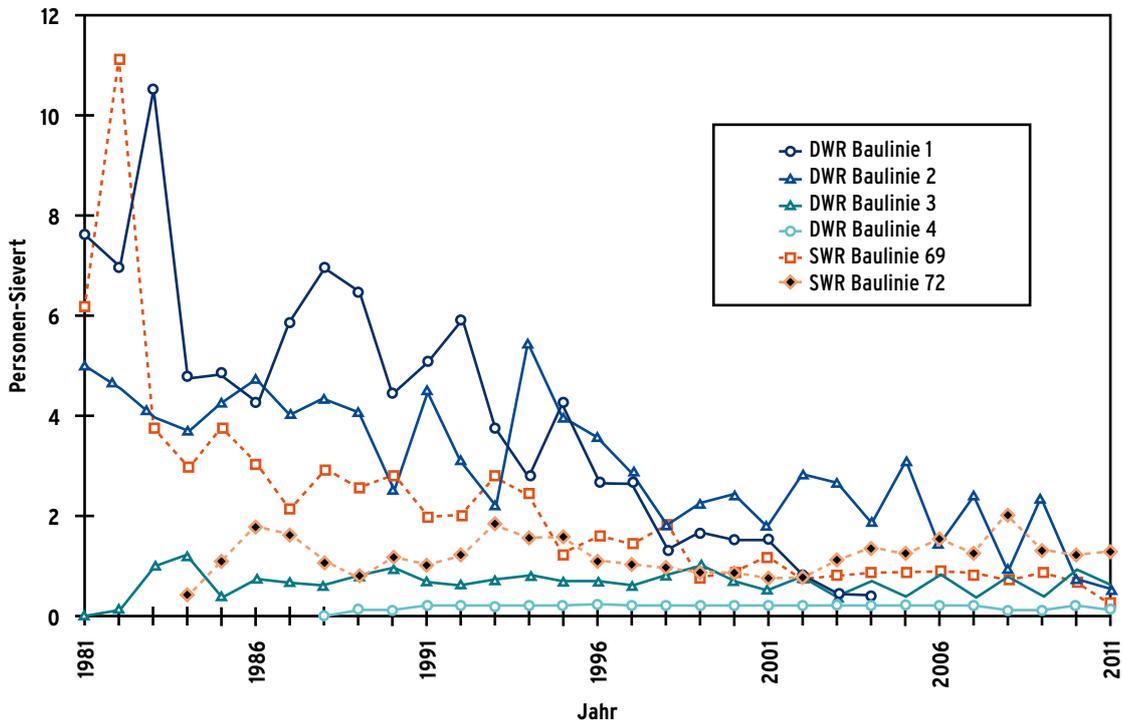
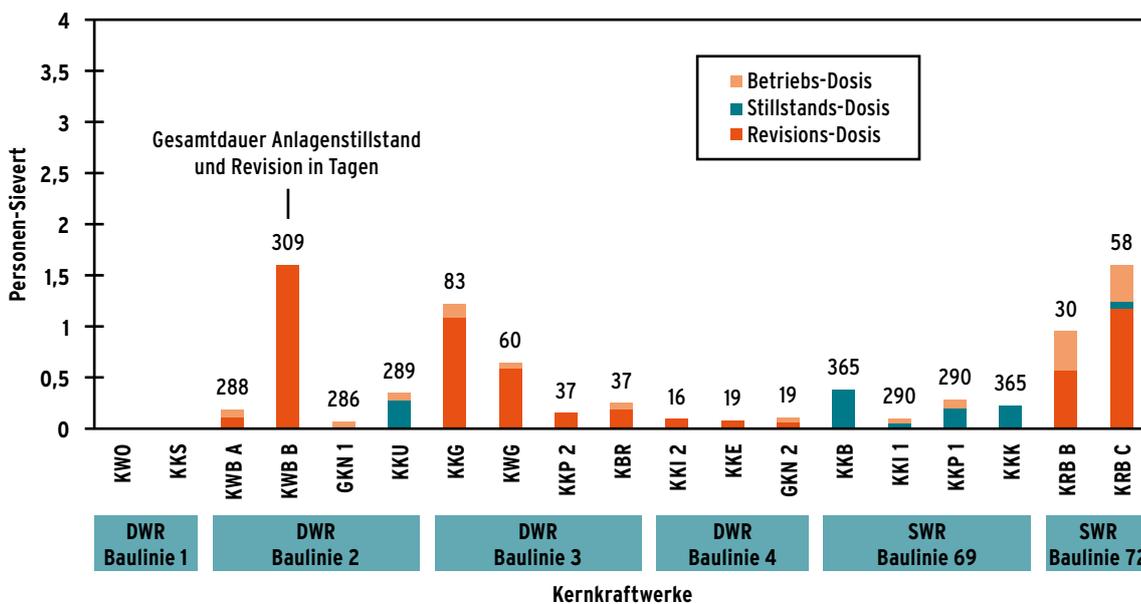
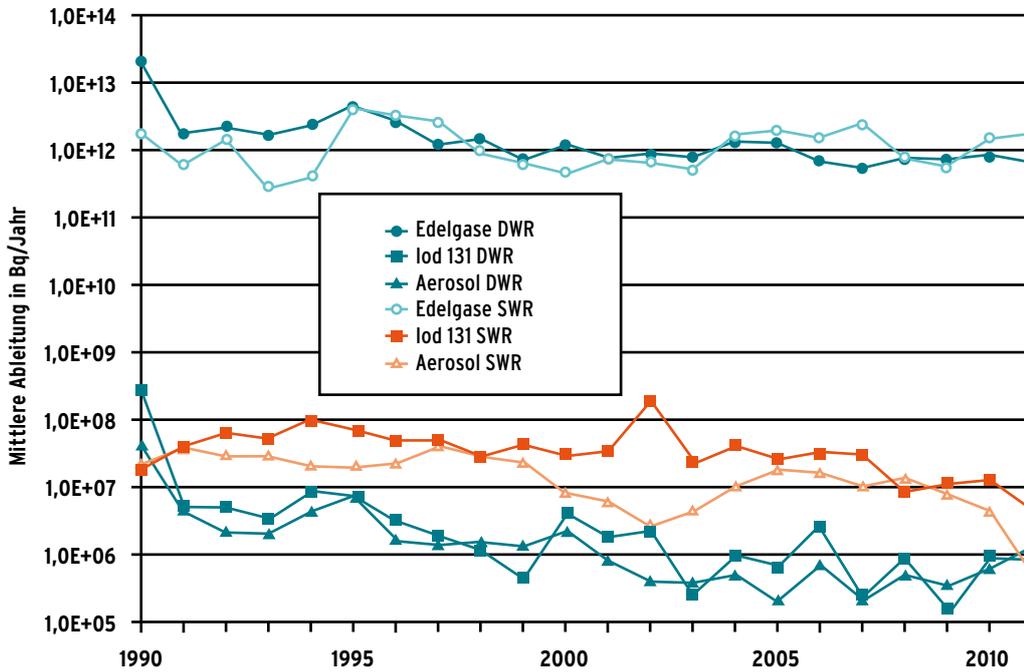


Abbildung 15-2: Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 2011 getrennt nach Betriebszuständen, KWO und KKS stillgelegt

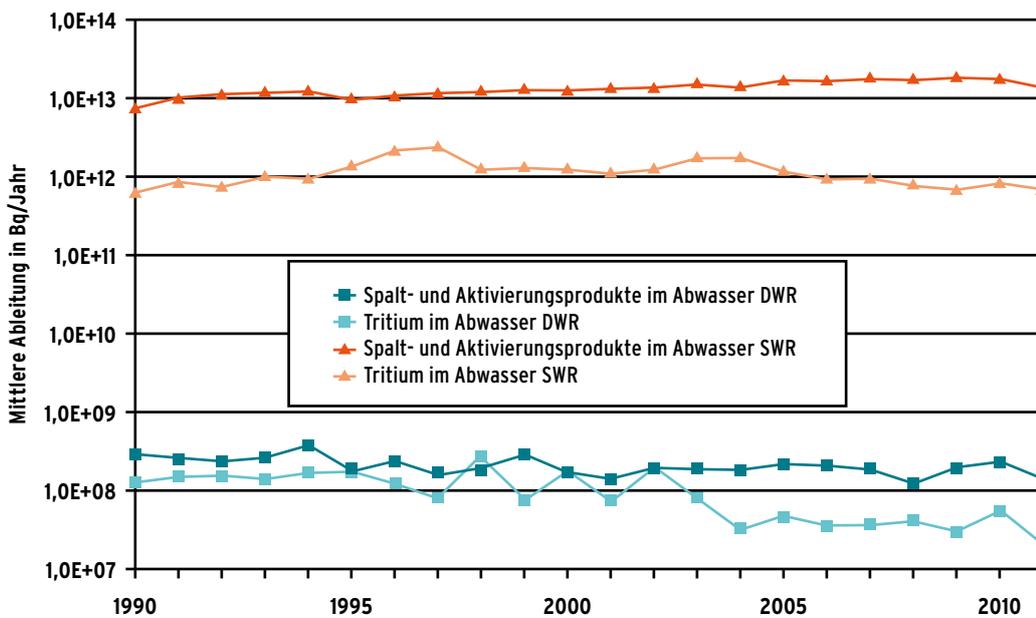


Betriebsdosis: Kollektivdosis bei Leistungsbetrieb  
 Stillstands-dosis: Kollektivdosis bei anderen Anlagenstillständen  
 Revisionsdosis: Kollektivdosis bei Anlagenrevision

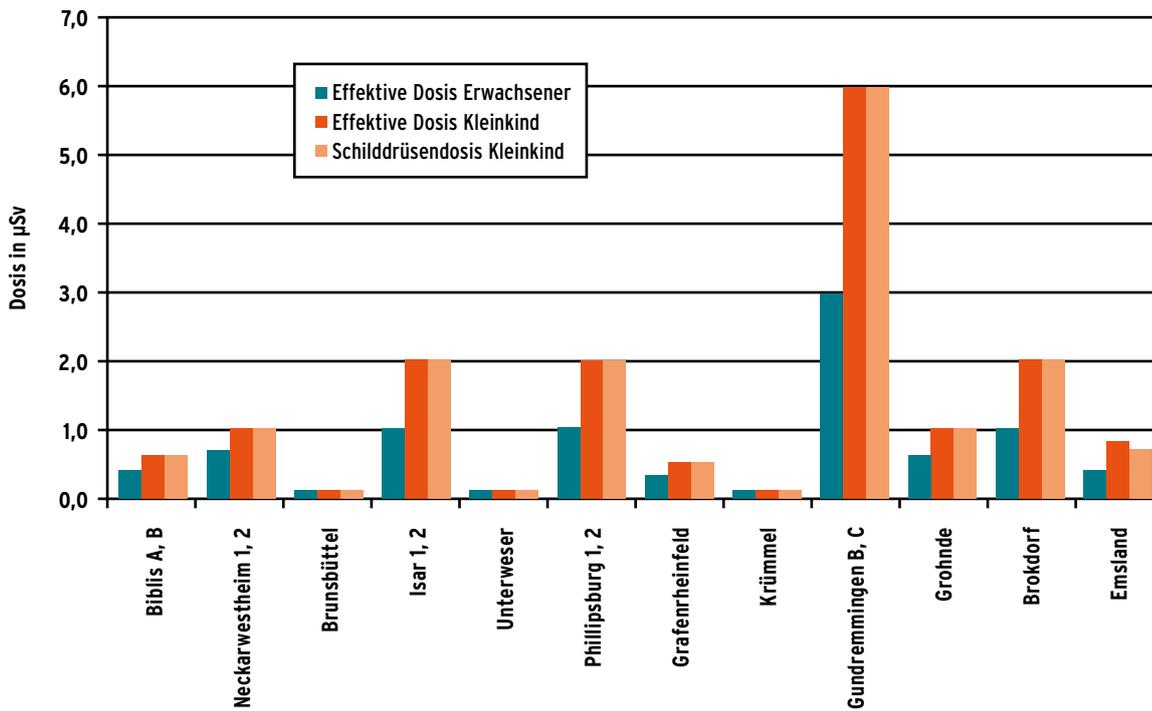
**Abbildung 15-3: Jährliche Ableitung radioaktiver Stoffe der in Betrieb befindlichen DWR und SWR mit der Fortluft**



**Abbildung 15-4: Jährliche Ableitung radioaktiver Stoffe der in Betrieb befindlichen DWR und SWR mit dem Abwasser**

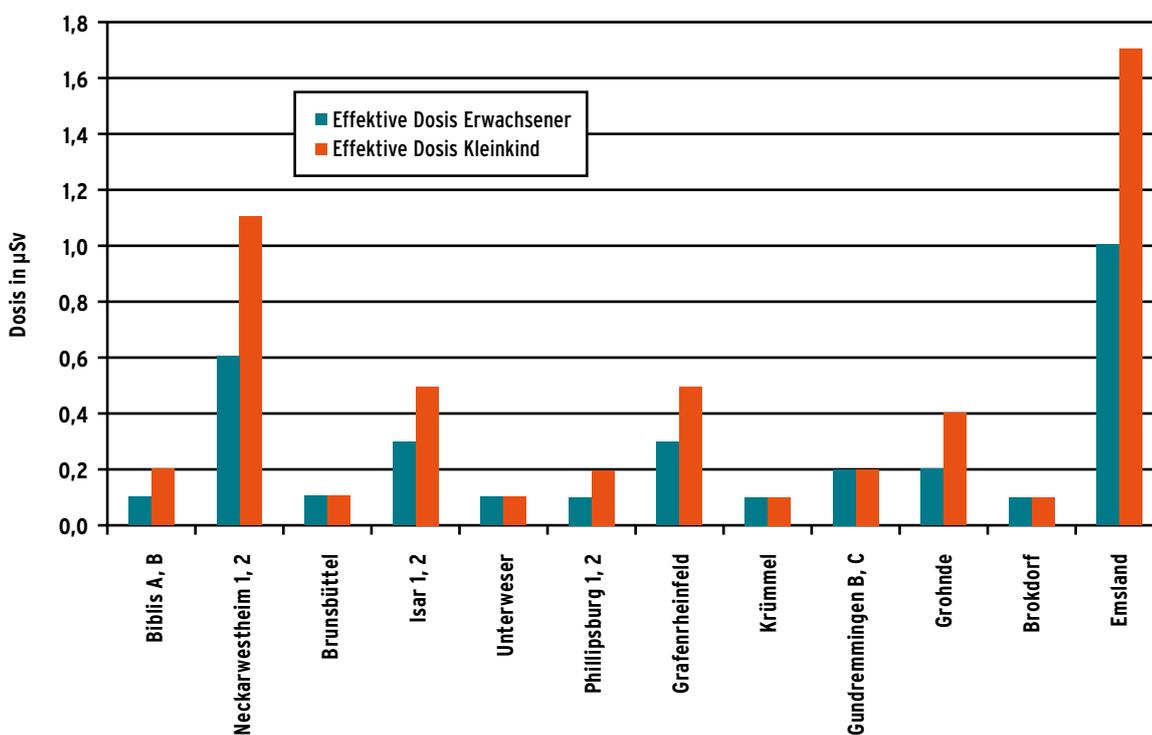


**Abbildung 15-5: Strahlenexposition im Jahr 2011 in der Umgebung der in Betrieb befindlichen Anlagen durch Ableitungen mit der Fortluft**



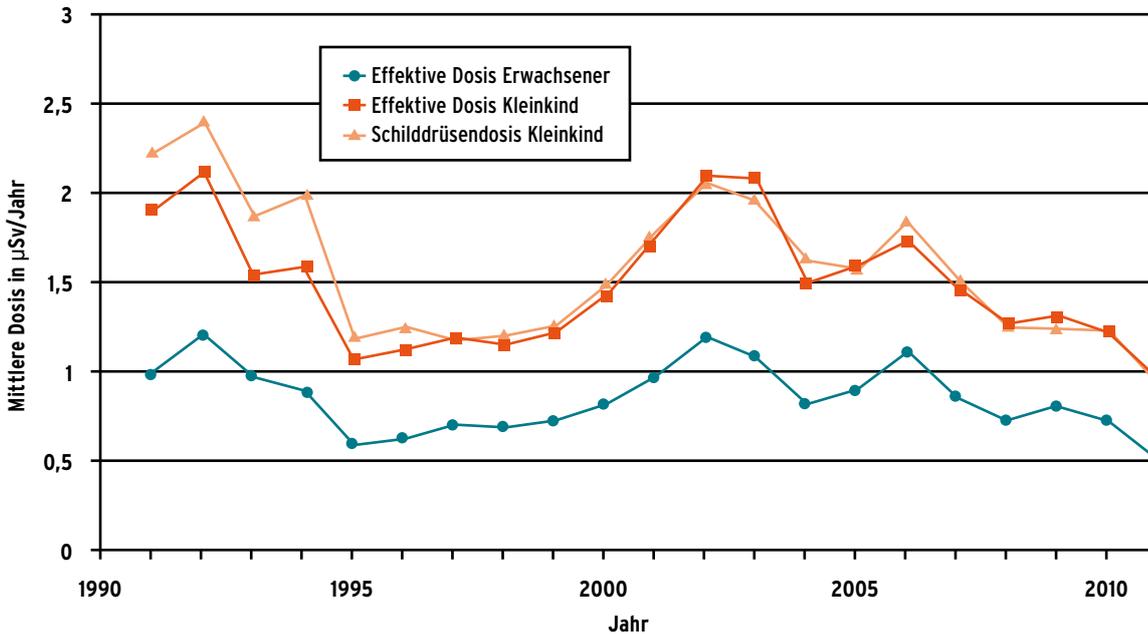
Anmerkung: Werte < 0,1 Mikrosievert werden als 0,1 Mikrosievert angezeigt.

**Abbildung 15-6: Strahlenexposition im Jahr 2011 in der Umgebung der in Betrieb befindlichen Anlagen durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser**



Anmerkung: Werte < 0,1 Mikrosievert werden als 0,1 Mikrosievert angezeigt.

**Abbildung 15-7: Strahlenexposition in der Umgebung der in Betrieb befindlichen Anlagen durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft**



*Strahlenexposition der Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb*

Die Ergebnisse zeigen (→ Abbildungen 15-5 bis 15-7), dass die Ableitungen über die Fortluft aufgrund der Maßnahmen der Anlagen im Betrieb, der Filterung und der geringen Brennelementdefekte nur zu Dosen im Bereich von wenigen Mikrosievert/Jahr führen und die einschlägigen Grenzwerte von 0,3 Millisievert für die effektive Dosis sowie 0,9 Millisievert für die Schilddrüsendosis für die in der Strahlenschutzverordnung definierte Referenzperson (eine Referenzperson, die sich bezüglich ihrer Strahlenexposition so ungünstig wie möglich verhält) nur zu einem sehr geringen Bruchteil ausgeschöpft werden. Für das Abwasser liegen die resultierenden Expositionen mit Werten von in der Regel weniger als 1 Mikrosievert 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 im Berichtszeitraum eine Weiterentwicklung der Dosisrechnungsgrundlagen in mehreren Stufen erfolgte und bei der Ausbreitungsrechnung die meteorologischen Verhältnisse im Berichtsjahr berücksichtigt werden.

**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 anlagenspezifischen Planungsverfahren zur Durchführung von Instandhaltungs-, Reparatur-, Inspektions- und Wartungsarbeiten berücksichtigt. Die Anwendung der Planungsverfahren, die unter anderem 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 14 (ii)). 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 unter anderem an

- ▶ der Einbeziehung des Managements in die Strahlenschutzverantwortung und Unterstützung der Umsetzung,
- ▶ der Entscheidungsfindungsstrategie zur Lösung komplexer Strahlenschutzanforderungen,
- ▶ der Verhältnismäßigkeit der Strahlenschutzmaßnahmen und
- ▶ der Erfahrungsauswertung und dem Erfahrungsrückfluss.

Als Beispiel von Aktivitäten zur Umsetzung des ALARA-Prinzips ist die Umsetzung des von einem VGB-Arbeitskreis entwickelten Konzeptes zur Begrenzung und Messung von Inkorporationen zu nennen. Es legt Schutzmaßnahmen abhängig von der Raumluftkonzentration der radioaktiven Stoffe fest und zielt darauf ab, die Inkorporationen so niedrig zu halten, dass die von der Richtlinie [3-42.2] festgelegte Erfordernisschwelle, ab der eine individuelle Dosismittlung durchzuführen ist und die einer Inkorporationsdosis von jährlich 0,5 Millisievert entspricht, unterschritten wird. Gleichzeitig hat das Konzept zu einem einheitlichen Vorgehen in allen deutschen Kernkraftwerken geführt.

Ein weiteres Beispiel zur Verbesserung der radiologisch relevanten Randbedingungen stellt die in verschiedenen Anlagen im Berichtszeitraum durchgeführte vollständige Primärkreislauf-Systemdekontamination dar. Durch diese Maßnahme kann die Strahlenexposition des Personals während Revisionen dauerhaft reduziert werden.

## 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 (Integriertes Mess- und Informationssystem) 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,

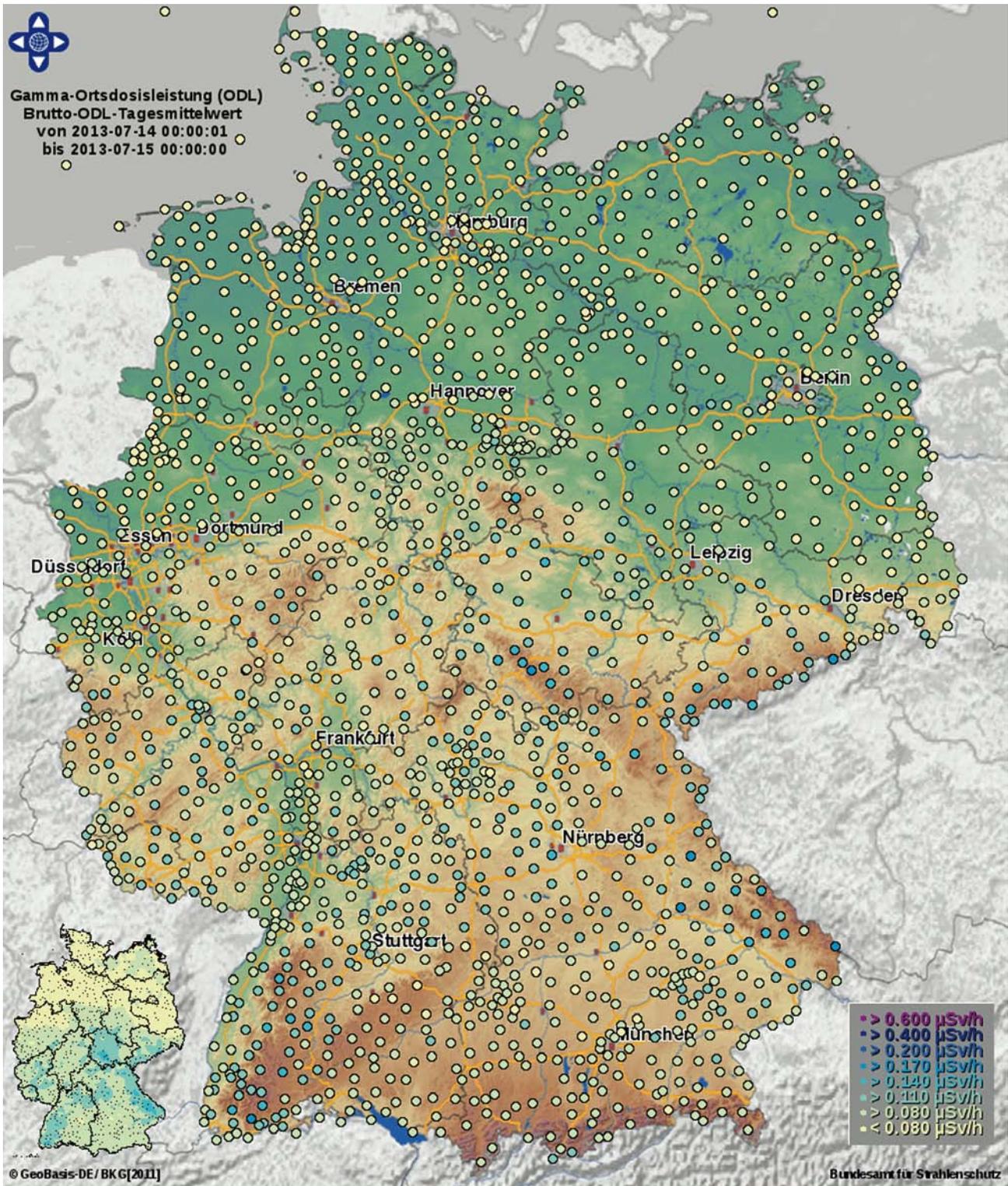
dass der Gehalt an langlebigen radioaktiven Stoffen wie Cäsium-137 und Strontium-90 sich nicht von den an anderen Orten in Deutschland gemessenen Werten unterscheidet. Kurzlebige Nuklide, die aus den betrieblichen Ableitungen mit der Fortluft stammen könnten, werden ebenfalls nicht nachgewiesen.

Immissionen des Wasserpfades sind im Oberflächenwasser in Einzelfällen nachweisbar. Durch Ableitungen radioaktiver Abwässer aus kerntechnischen Anlagen können die Tritiumgehalte der Fließgewässer erhöht werden. Die Werte liegen überwiegend unter 100 Becquerel pro Liter und in Abhängigkeit von der Abflussmenge auch deutlich darunter. Direkt an den Auslaufbauwerken treten auch höhere Werte in der Größenordnung von mehreren 100 Becquerel pro Liter auf. Der Maximalwert betrug im Jahr 2010 in der Umgebung des Kernkraftwerks Emsland 4210 Becquerel pro Liter. 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 an den Auslaufbauwerken entnommenen Proben können in geringer Konzentration Kobalt-60 (Maximalwert im Jahr 2010 42 Bq/kg, Kernkraftwerk Würzburg) und weitere Spalt- und Aktivierungsprodukte wie Kobalt-58, Iod-131, Cäsium-137 und Americium-241 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 in diesen Umweltbereichen somit aus radiologischer Sicht vernachlässigbar gering.

### *Ergebnisse aus den Messungen mit dem Messsystem IMIS*

Das Integrierte Mess- und Informationssystem (IMIS) zur Überwachung der Umweltradioaktivität 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](http://www.bfs.de)) bereitgestellt. Abbildung 15-8 zeigt beispielhaft Daten zur Ortsdosisleistung aus 2013.

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 einzuhaltenen Dosisgrenzwerten ab.

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

Die korrekte Durchführung und Bilanzierung der Emissionsüberwachung durch den Genehmigungsinhaber (Eigenüberwachung) wird durch Messungen einer unabhängigen Messstelle überprüft. So führt beispielsweise das 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 mögli-

che 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 (zum Beispiel bayerisches Immissionsmessnetz für Radioaktivität IfR), um frühzeitig erhöhte Ableitungen radioaktiver Stoffe, zum Beispiel 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 2010

Im Berichtszeitraum 2010 bis 2012 wurde im Bereich des gesetzlichen Regelwerkes die Strahlenschutzverordnung [1A-8] und die Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Ermittlung der Strahlenexposition durch Ableitungen [2-1] überarbeitet und in Kraft gesetzt.

Mit der Inkraftsetzung der Strahlenschutzverordnung in 2011 wurden unter anderem die rechtlichen Grundlagen für den Einsatz elektronischer Personendosimeter in der amtlichen Personendosimetrie geschaffen und eine Verpflichtung zur Fortsetzung der arbeitsmedizinischen Vorsorge für beruflich strahlenexponierte Personen auch nach Abschluss der Tätigkeit festgelegt, sofern dies der Arzt für erforderlich hält und die betroffene Person dies wünscht. Darüber hinaus wurden zur Ermittlung der Strahlenexposition der Bevölkerung infolge Ableitung radioaktiver Stoffe die bis dahin zwei Altersklassen durch nunmehr sechs Altersgruppen ersetzt und die altersspezifischen Lebensgewohnheiten angepasst.

Mit der Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung wurden gleichzeitig die Grundlagen für die Verabschiedung und das Inkrafttreten der AVV [2-1] in 2012 geschaffen, die die AVV aus dem Jahr 1990 ablöst. Wesentliche Änderungen gegenüber der früheren Fassung betreffen die Anzahl der Altersgruppen, die von zwei auf sechs erhöht wurde, die Neuaufnahme des Expositionspfades „Muttermilch“ zur Ermittlung der Strahlenexposition für die Altersgruppe von bis zu einem Jahr und die altersspezifischen Lebensgewohnheiten (Verzehrs- und Atemraten) sowie altersspezifische Dosis- und Dosisleistungskoeffizienten.

Im Bereich des untergesetzlichen Regelwerkes wurden verschiedene strahlenschutzrelevante Regeln des KTA überarbeitet und veröffentlicht. Betroffen waren die Regeln zum baulichen Strahlenschutz [KTA 1301.1], zur Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken [KTA 1502] und zur Überwachung der Ableitung gasförmiger und an Schwebstoffen gebundener radioaktiver Stoffe [KTA 1503.1, 1503.2 und 1503.3]. Die Regel [KTA 1301.1] wurde an die Strahlenschutzverordnung angepasst, der aktuelle Stand der Normung berücksichtigt und konkrete Anforderungen an den radiologischen Arbeitsschutz bei Änderungen und

Nachrüstungen eingearbeitet. Bei der Überarbeitung der Regel [KTA 1502] wurde der aktuelle Stand der Normung, insbesondere der Normen ISO 11929 und ISO 2889, eingearbeitet, Kriterien zur Qualifizierung nicht festinstallierter Messeinrichtungen festgelegt und die Abgrenzung zwischen festinstallierten und nicht festinstallierten Messeinrichtungen überprüft. Schließlich wurden bei der Überarbeitung der drei Regeln der [KTA 1503] Serie der aktuelle Stand der Normung berücksichtigt, Anforderungen an Messobjekte, Messverfahren, Probeentnahmeverfahren und an die Berichterstattung präzisiert und optimiert, und Anforderungen an die Regelungen der Strahlenschutzverordnung, soweit dies nicht bereits in der Vergangenheit erfolgte, angepasst. Gleichzeitig wurde der Anwendungsbereich dieser Regeln auch auf nicht festinstallierte Messsysteme erweitert und um entsprechende technische Anforderungen ergänzt.

In 2013 wurde das neue kerntechnische Regelwerk „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] veröffentlicht. Systematisch wurden hierbei die Anforderungen an den Strahlenschutz entsprechend dem Sicherheitsebenenkonzept für die Sicherheitsebenen 1 bis 4 formuliert, wobei gegenüber dem bisherigen Regelwerk die in der Praxis bereits umgesetzten Anforderungen der Sicherheitsebene 4 nunmehr in einem Regelwerk zusammengefasst wurden.

## Artikel 15: Zukünftige Aktivitäten

Aktuelle und künftige Entwicklungen betreffen die Fortsetzung der im Berichtszeitraum begonnenen Überarbeitung der Richtlinie für die Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten in Kernkraftwerken [3-61]. Ziele dieser Überarbeitung sind die Anpassung der bisherigen Richtlinie von 1990 an die aktuelle Strahlenschutzverordnung, insbesondere bzgl. der Aktualisierung der Fachkunde, die Einarbeitung von Erfahrungen aus der bisherigen Anwendung der Richtlinie. Darüber hinaus wird die Anwendung der Richtlinie für Kernkraftwerke in Stilllegung spezifiziert.

Zur Konkretisierung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0], die in 2013 veröffentlicht wurden, werden Interpretationen zur weiteren Ausgestaltung der Anforderungen erarbeitet. Eine dieser Interpretationen konkretisiert die Anforderungen im Hinblick auf den Strahlenschutz („Anforderungen an den Strahlenschutz“).

# 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).

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.

Tabelle 16-1 enthält eine vereinfachte Zuordnung verschiedener Ereignisgruppen für das In- und Ausland zu den beiden Notfallvorsorgekategorien der anlagenexternen Notfallplanung, Katastrophenschutz und 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 Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und auf einer gemeinsamen Empfehlung von RSK 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)).

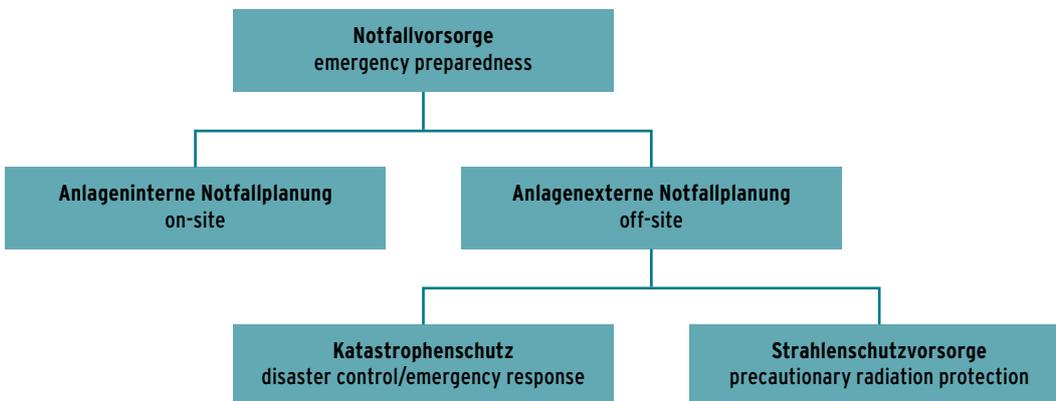
In der anlagenexternen Notfallplanung wird der erforderliche Planungsumfang des Katastrophenschutzes durch die „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ [3-15.1] vorgegeben.

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 unter anderem Planungsgebiete, Maßnahmen und weitere Vorkehrungen der Behörden sowie erforderliche Unterlagen fest.

Das „Strahlenschutzvorsorgegesetz“ [1A-5] legt die Aufgaben und Befugnisse der Bundes- und Landesbehörden in der Strahlenschutzvorsorge fest. Es regelt die Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt und angemessene Maßnahmen, um die Strahlenexposition der Menschen und die radioaktive Kontamination der Umwelt im Falle von Ereignissen mit möglichen nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie unter Berücksichtigung aller Umstände so gering wie möglich zu halten.

**Abbildung 16-1: Struktur der Notfallvorsorge**



**Tabelle 16-1: Ereignisgruppen zur anlagenexternen Notfallplanung**

	Ereignisgruppe	Relevante Kategorie der anlagenexternen Notfallplanung
Inland	Störfall	Strahlenschutzvorsorge
	Kerntechnischer Unfall	Katastrophenschutz (im Nahbereich), Strahlenschutzvorsorge
Ausland	Störfall (grenznahe Ausland)	Strahlenschutzvorsorge
	Kerntechnischer Unfall (grenznahe Ausland)	Katastrophenschutz (im Nahbereich) Strahlenschutzvorsorge
	Kerntechnischer Unfall (grenzfernes Ausland)	Strahlenschutzvorsorge

Zu diesem Zweck enthält das Strahlenschutzvorsorgegesetz Festlegungen

- ▶ zu Messaufgaben des Bundes und der Länder zur Überwachung der Umweltradioaktivität,
- ▶ zur Einrichtung eines integrierten Mess- und Informationssystems (IMIS) einschließlich einer Zentralstelle des Bundes zur Überwachung der Umweltradioaktivität,
- ▶ zur Ermächtigung zur Festlegung von Dosis- und Kontaminationswerten,
- ▶ zum Erlass von Verboten und Beschränkungen bei Lebensmitteln, Futtermitteln, Arzneimitteln und sonstigen Stoffen,
- ▶ zu Befugnissen im grenzüberschreitenden Verkehr und
- ▶ zu behördlichen Empfehlungen hinsichtlich bestimmter Verhaltensweisen der Bevölkerung, die vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) oder bei Ereignissen mit ausschließlich örtlichen Auswirkungen von der zuständigen obersten Landesbehörde gegeben werden können.

Nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl wurden von der Europäischen Union Höchstwerte an Radioaktivität in Nahrungsmitteln und Futtermitteln festgelegt, die in einer radiologischen Notstandsituation von der EU-Kommission unverzüglich zur Anwendung gebracht werden [1F-4.8, 1F-4.9]. Zur Überprüfung der Einhaltung dieser Grenzwerte wurden hierzu national die Allgemeinen Verwaltungsvorschriften [2-5] und [2-6] erlassen.

Im Zusammenhang mit dem Reaktorunfall in Fukushima wurden darüber hinaus von der EU Sondervorschriften für die Einfuhr von Lebens- und Futtermitteln erlassen, deren Ursprung oder Herkunft Japan ist [1F-4.11].

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).

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.

## 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 [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 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. Für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen des Betreibers wurden von der RSK und SSK gemeinsam Rahmenempfehlungen formuliert [4-13]. Die Notfallpläne der Betreiber stellen sicher, dass diese Maßnahmen unverzüglich umgesetzt werden können.

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.

### 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 Bundes- und Landesbehörden.

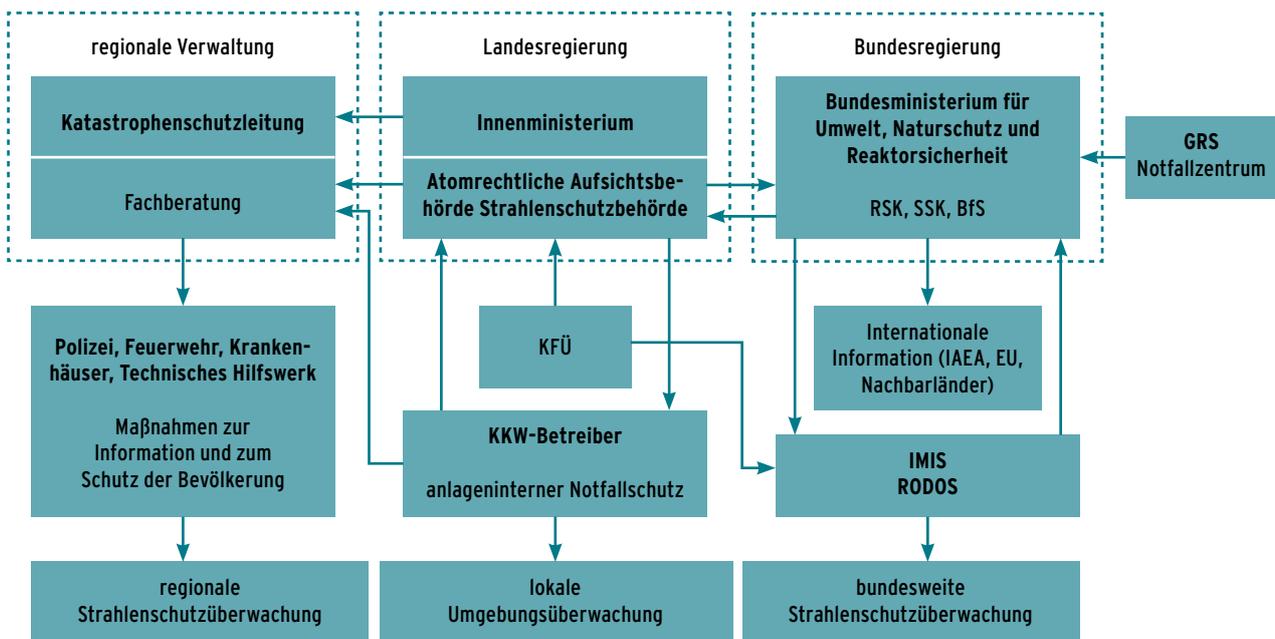
Bei Bedarf stellt das BMU die ihm verfügbaren Ressourcen zur Unterstützung und Beratung der Länder zur Verfügung. Zu diesen Ressourcen gehören sowohl das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) und die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) als auch die BMU-Beratungsgremien RSK und SSK.

Zur Sicherstellung einer einheitlichen Vorgehensweise bei der Planung und einer möglichen Umsetzung in einem Ereignisfall hat das BMU mit Unterstützung der SSK und in Zusammenarbeit mit den Ländern die Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen [3-15.1] und die radiologischen Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionuk-

liden [3-15.2] erarbeitet. Im Rahmen der Strahlenschutzvorsorge ist der Bund zum Erlass von Rechtsverordnungen mit Dosis- und Kontaminationswerten beziehungsweise Verboten und Beschränkungen bei Lebensmitteln, Futtermitteln, Arzneimitteln und sonstigen Stoffen ermächtigt. Das Strahlenschutzvorsorgengesetz (StrVG) [1A-5] und die auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnungen des Bundes werden grundsätzlich im Auftrag des Bundes durch die Länder (zur Bundesauftragsverwaltung vergleiche oben) ausgeführt, soweit im StrVG nicht für bestimmte Aufgaben eine Erfüllung durch Verwaltungsbehörden des Bundes vorgesehen ist. Der Bund überwacht und bewertet zum Beispiel 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 Meldeverpflichtungen, zum Beispiel 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 Sicherheitsspezifikationen. 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)). Festlegungen zum Inhalt und zur Gestaltung des Notfallhandbuchs sind vom Kerntechnischen Ausschuss (KTA) in der Regel [KTA 1203] zusammengestellt worden (→ Artikel 7 (2i)). Die genannten Regelungen stellen in ihrer Gesamtheit den Notfallplan des Betreibers dar. Hier sind unter anderem 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 Freiset-

zung 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 zuletzt 2008 überarbeiteten Fassung der „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ [3-15.1] wurde die Planungszone um eine Fernzone bis 100 Kilometer 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 vorgesehen. 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 aufgenommen. Hierzu stehen die *Empfehlungen der SSK zu medizinischen Maßnahmen bei Strahlenunfällen*<sup>26</sup> und speziell für die *medizinischen Maßnahmen bei Kernkraftwerksunfällen*<sup>27</sup> zur Verfügung.

Als fachliche Entscheidungsgrundlage für die Maßnahmen des Katastrophenschutzes und der Strahlenschutzvorsorge 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 Informations-transfer 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

26 SSK-Empfehlung, „Der Strahlenunfall – Ein Leitfaden für Erstmaßnahmen“, Überarbeitung von Band 32 der Reihe „Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission“, verabschiedet in der 210. SSK-Sitzung am 28./29.09.2006

27 SSK-Empfehlung, „Medizinische Maßnahmen bei Kernkraftwerksunfällen“, Überarbeitung von Band 4 der Reihe „Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission“, verabschiedet in der 210. SSK-Sitzung am 28./29.09.2006

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, zum Beispiel sehr hohe Temperatur oder niedriger Füllstand im Reaktordruckbehälter (RDB), von besonderer Bedeutung, da sie frühzeitig auf eine Verletzung von Schutzzielen 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 Nachbarstaaten 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 (Real-Time Online Decision Support System), gegebenenfalls in Verbindung mit dem Kernkraftwerks-Fernüberwachungssystem (KFÜ) des Landes (→ Artikel 15) eingesetzt. Alternativ werden in einzelnen Ländern länderspezifische Systeme verwendet. Mit RODOS können lokale beziehungsweise 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.

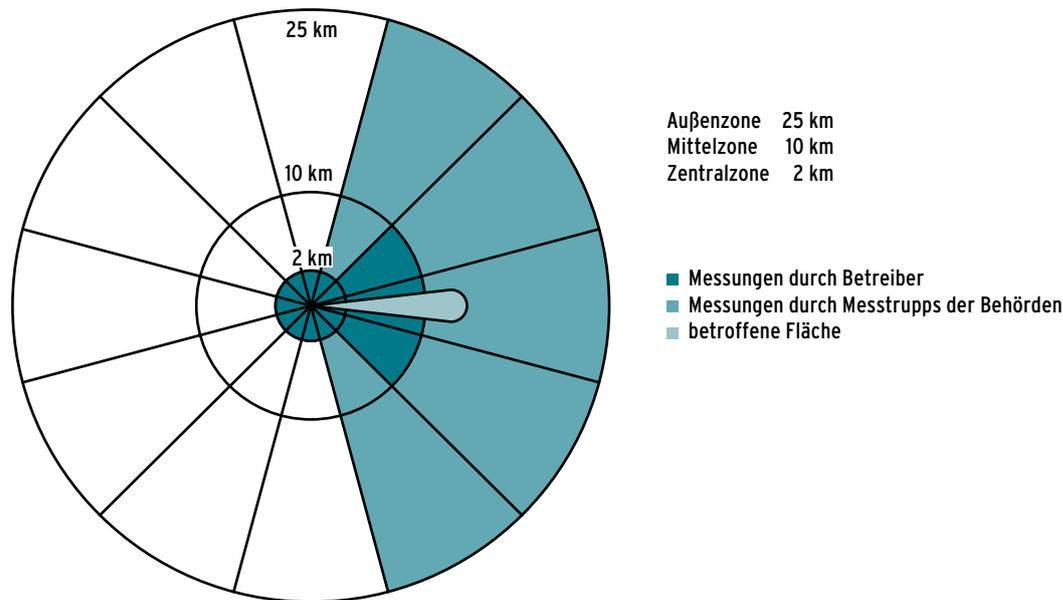
In der Freisetzungsphase ermittelt der Betreiber den Quellterm, gegebenenfalls stehen zusätzlich Daten des KFÜ zur Verfügung. Zur Beurteilung der radiologischen Lage stehen in dieser Phase weiterhin die Daten der im Nahbereich der Anlagen festinstallierten Ortsdosisleistungssonden des KFÜ und des integrierten Mess- und Informationssystems des Bundes (IMIS) sowie gegebenenfalls 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 (Elektronische Lagedarstellung) geführt, mit dem internet-basiert auf einer gesicherten Leitung Lageinformationen sowie weitergehende Daten und Informationen für die zuständigen beziehungsweise 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 zu Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich. Er dokumentiert unter anderem abgeleitete Richtwerte und Referenzwerte als Entscheidungsgrundlage. Der Maßnahmenkatalog wurde in aktualisierter Form von der SSK im Jahr 2010 neu veröffentlicht. Eingearbeitet wurden neben Informationen zu Entscheidungsstrategien im landwirtschaftlichen Bereich auch Informationen zu Entsorgungsmaßnahmen sowie zur Thematik 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 Nummer 63 der International Commission on Radiological Protection (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 potenzielle Dosen herangezogen. Das von der ICRP formulierte Konzept der vermeidbaren Dosis wird als Entscheidungsgrundlage für kurzfristige Maßnahmen aus Gründen der Praktikabilität nicht angewendet. Gegenwärtig wird geprüft, inwieweit die neuen Empfehlungen aus den ICRP Publikationen 103 und 109 in bestehende Regelungen integriert werden können.

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-4.8] und [1F-4.9].

Zum Strahlenschutz der Einsatzkräfte im Ereignisfall, die als Anlagenpersonal, Sicherheits- und Rettungspersonal (zum Beispiel Polizei, Feuerwehr, Sanitäter, Ärzte) oder für bestimmte Arbeiten (zum Beispiel 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 Kaliumiodidtabletten (Iodtabletten),
- ▶ die Evakuierung sowie
- ▶ die Unterbindung des Verzehrs frischer, lokal produzierter Nahrungsmittel

**Tabelle 16-2: Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen**

Maßnahme	Eingreifrichtwert		
	Organdosis Schilddrüse	Effektive Dosis	Erläuterungen zu Integrationszeiten und Expositionspfaden
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 Iodtabletten	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

gegebenenfalls mit ergänzenden und flankierenden Maßnahmen (zum Beispiel Vorverteilung von Iodtabletten) vorgesehen.

Die Maßnahmen „Aufenthalt in Gebäuden“ und „Evakuierung“ sind für ein Gebiet bis 10 Kilometer 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 beziehungsweise dezentral vorgehalten. Merkblätter zur Information der Bevölkerung über die Verwendung von Iodtabletten in den „Radiologischen Grundlagen“ [3-15.2] enthalten. Die Iodmerkblätter wurden durch die Strahlenschutzkommission im Berichtszeitraum überprüft und mit geringfügigem Änderungsbedarf 2011 neu verabschiedet. In der überarbeiteten Fassung empfiehlt beispielsweise die SSK, Ärzten und Apothekern in potenziellen Verteilungsgebieten vorab mit den Iodmerkblättern und Informationen über die Iodblockade zu versorgen, um mit Patienten vorab eine individuelle Vorgehensweise für den Ereignisfall besprechen zu können.

Darüber hinaus hat das BMU 2010 eine Internetseite mit umfangreichen Informationen für die Bevölkerung im Zusammenhang mit der Einnahme von Iodtabletten erarbeitet, die unter der Adresse [www.joblockade.de](http://www.joblockade.de) abrufbar ist.

Von der Strahlenschutzkommission wurde empfohlen, dass Iodtabletten im Bereich 0 bis 5 Kilometer um die Kernkraftwerke für alle Personen unter 45 Jahren an die Haushalte vorverteilt werden; im Bereich 5 bis 10 Kilometer eine Vorverteilung an die Haushalte oder eine Vorhaltung und Lagerung bevölkerungsnah an mehreren Stellen in den Gemeinden (zum Beispiel Rathäuser, Schulen, Krankenhäuser, Betriebe) erfolgt. Hierbei sind auch die Einsatzkräfte zu berücksichtigen. Im Bereich 10 bis 25 Kilometer (Außenzone) wird eine Vorhaltung und Lagerung bevölkerungsnah in den Gemeinden beziehungsweise in geeigneten Einrichtungen empfohlen. Die Umsetzung der Verteilung und Lagerung liegt in der Zuständigkeit der Länder.

Für den Entfernungsbereich 25 bis 100 Kilometer (Fernzone) werden Iodtabletten für Kinder und Jugendliche unter 18 Jahren sowie für Schwangere in acht zentralen Lagern vorgehalten. Für die ereignisabhängige Verteilung im Entfernungsbereich 25 bis 100 Kilometer aus diesen Lagern wurde durch eine Bund-Länder-Arbeitsgruppe ein Konzept erarbeitet und umgesetzt.

Für den Fall schnell ablaufender Ereignisse ist eine kurzfristige Veranlassung von Maßnahmen zum

Schutz der Bevölkerung (Warnung der Bevölkerung, Aufenthalt in Gebäuden, Einnahme von vorverteilten Iodtabletten) im Bereich der Zentralzone und angeschnittenen Ortschaften um die Anlage festgelegt.

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 gegebenenfalls 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; gegebenenfalls 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**

Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge dienen dazu, die Strahlenexposition der Bevölkerung auch in denjenigen Gebieten, in denen Katastrophenschutzmaßnahmen nicht gerechtfertigt sind, 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 zum Beispiel 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 Stör- und Unfällen verantwortlich. Hierzu gehört auch die Alarmierung der zuständigen Behörden entsprechend den hierfür vorgesehenen Alarmierungsplänen. Die Vorgehensweisen bei Störungen, Störfällen und Unfällen sind in Artikel 19 (iv) beschrieben. Maßnahmen zur Reduzierung der Eintrittshäufigkeit für schwere Störfälle (präventive Notfallmaßnahmen) oder Maßnahmen zur Minderung der Auswirkungen von schweren Störfällen mit Kernschäden (mitigative Notfallmaßnahmen) wurden in die Auslegung aufgenommen beziehungsweise bei vorhandenen Anlagen nachgerüstet. Sie sind in Artikel 14 (i) und Artikel 18 (i) behandelt und werden im Nachgang zum Reaktorunfall in Fukushima erneut überprüft und gegebenenfalls angepasst beziehungsweise erweitert.

## Übungen

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.

### Übungen des Betreibers

Für die Vorbereitung des Kernkraftwerkspersonals und des verantwortlichen Schichtpersonals in Bezug auf die Beherrschung eines Unfalles in der Anlage gelten die Richtlinien [3-2, 3-38, 3-39, 3-65].

Für das externe Einsatzpersonal werden die Ausbildung und die Vorbereitung aufgabenbezogen in den entsprechenden Organisationen durchgeführt.

Die vorgesehenen Maßnahmen des Betreibers werden durch regelmäßige Übungen trainiert, überprüft und weiterentwickelt. Übungen, die den Einsatz aller in die Notfallorganisation des Betreibers eingebundenen Organisationseinheiten beinhalten, werden entsprechend den „Rahmenempfehlungen für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ [4-13] im Allgemeinen einmal pro Jahr pro Kernkraftwerks-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 (Anticipated Transient without Scram) und Ereignisse mit Station Blackout. Diese Ereignisse sind, um entsprechend den Übungszielen auslegungsüberschreitende 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 zum Beispiel 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 Dekontaminationseinrichtungen, 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 Kerntechnischen 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 zum Beispiel Aufsichtsschwerpunkten seitens der Behörde am Standort. Seitens der Betreiber werden Übungen im Rahmen des Erfahrungsaustausches und -rückflusses zum Beispiel in VGB-Arbeitskreisen vorgestellt und diskutiert. Standortübergreifend werden auch Übungen anderer Anlagen beobachtet.

Neben Übungen unter Beteiligung der Aufsichtsbehörde und des Sachverständigen finden auch interne Übungen zum Notfallschutz einschließlich der Schnittstellen zum Katastrophenschutz statt. Es wurden unter anderem Übungen

- ▶ zum Brandschutz,
- ▶ zur Erreichbarkeit,
- ▶ zur Anlagensicherung und zum Objektschutz (Sonstige Einwirkungen Dritter),
- ▶ zu einem auslegungsüberschreitenden Störfall im Stillstand,
- ▶ des Krisenstabes sowie
- ▶ des Sanitäts- und Rettungsdienstes

durchgeführt. Teilweise fanden Übungen am Simulator unter Einbeziehung des Lagezentrums und des Kernkraftwerks-Fernüberwachungssystems des Landes statt.

Übungsberichte über den Verlauf anlageninterner Übungen und wesentliche Erkenntnisse werden erstellt und fließen in die Notfallplanung ein. In Schulungsmaßnahmen erhalten die Mitarbeiterinnen und 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 potenziell 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 potenziell 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. Eine wichtige Stabsrahmenübung (CORE 2009) hierzu wurde im Mai 2009 für die Notfallorganisation des BMU und des BfS durchgeführt,

bei der die übergreifende Zusammenarbeit der Stäbe vom BMU mit Unterstützung durch die GRS und BFS geübt wurde.

Zum Beispiel wurde für die norddeutschen Bundesländer in den Jahren seit 1999 federführend vom Land Schleswig-Holstein eine gemeinsame Messzentrale für den Katastrophenschutz, gemäß den Vorgaben aus den Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz, aufgebaut. In den Jahren 2005 und 2010 wurden auf dieser Grundlage zwei länderübergreifende Katastrophenschutzübungen „Krümmel 2005“ und „Brokdorf 2010“ durchgeführt, bei denen jeweils ein schwerer Unfall mit großen und frühen Freisetzungssimulationen simuliert wurde. Erstmals wurde bei der Übung „Brokdorf 2010“ im Rahmen einer Katastrophenschutzübung der Übergang vom Katastrophenschutz zur Strahlenschutzvorsorge geübt. Neben dem Betreiber des Kraftwerks, den lokalen Katastrophenschutzbehörden und mehreren Landesbehörden war daher auch das BMU mit Unterstützung von BFS, SSK und GRS beteiligt. 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 Lagerdarstellung 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, zum Beispiel in Verbindung mit terroristisch motivierten Anschlägen, durchgeführt. Auf Landesebene finden regelmäßig gemeinsame Übungen von Strahlenschutzbehörden, Landesmessstellen und Landeskriminalämtern statt.

Hervorzuheben ist hier insbesondere die LÜKEX-Übung 2009/2010. Im Januar 2010 haben das BMU und verschiedene Ressorts der Bundesregierung in Zusammenarbeit mit den Bundesländern, insbesondere mit den Ländern Bayern, Berlin, Nordrhein-Westfalen und Schleswig-Holstein, die Bewältigung einer länderübergreifenden Krise infolge von terroristischen Anschlägen geübt. Die übenden Organisationen und Stäbe aller Ebenen waren unter anderem

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 European Community Urgent Radiological Information Exchange (ECURIE) ECURIE-Level-3-Übung im Februar 2011, an der Deutschland als Unfallland teilgenommen hat. Basierend auf dem Szenario aus der nationalen Übung „Brokdorf 2010“ wurde die Kommunikation mit der europäischen Kommission, den EU-Staaten sowie Kroatien und der Schweiz über das europäische Schnellinformationssystem ECURIE geübt.

Übungen mit radiologischen Ereignisszenarien werden auch auf internationaler Ebene durchgeführt. Im Dezember 2011 beteiligte sich Deutschland beispielsweise an der internationalen INEX-4-Übungsserie der OECD/NEA, die als separate, nationale Übungen durchgeführt wurde, die allerdings alle auf demselben radiologischen Szenario basierten – die Spätphase einige Tage nach einer Explosion einer schmutzigen Bombe in einer Innenstadt. Die deutsche Übung wurde als Table-top-Übung in Hamburg mit circa 50 Teilnehmern aus Bundesbehörden und Behörden der Stadt Hamburg durchgeführt. Vorbereitet wurde die Übung in mehreren nationalen Workshops und Arbeitsgruppen, die Auswertung fand in internationalem Rahmen in 2012 statt.

Grundsätzlich nehmen an den regelmäßigen Übungen der EU (ECURIE-Übungen), der IAEA (CONVEX(Convention Exercises)-Übungen) und der OECD/NEA (INEX-Übungen) entsprechend ihrer Zuständigkeit Mitarbeiterinnen und 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, IAEA und bei der EU sowie in einer Arbeitsgruppe (Working Group Emer-

gencies, WGE) 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 zum Beispiel im Juni 2012 der erste Teil einer Serie von drei aufeinander aufbauenden strategischen Stabsrahmenübungen durchgeführt, bei der von einem Störfall im französischen Kernkraftwerk Cattenom ausgegangen wurde. Übungsbegeistert waren neben dem Kernkraftwerk Cattenom deutsche, französische, luxemburgische und belgische Behörden. Ziel war das gemeinsame Krisenmanagement der beteiligten Stellen in der Großregion zu optimieren und die Information der Öffentlichkeit im Rahmen der Medien- und Öffentlichkeitsarbeit abzustimmen. Es ist geplant, die Übungsserie im Sommer 2013 abzuschließen.

### Behördliche Überprüfung

Entsprechend der gemeinsamen Rahmenempfehlungen der RSK und SSK [4-13] ist von den Betreibern pro Kernkraftwerks-Block und Jahr eine Notfallschutzübung unter Verwendung auslegungsschreitender Szenarien durchzuführen. Das Thema „Vorkehrungen für Notfälle“ ist ein eigenständiger Inspektionsbereich und umfasst unter anderem 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.

Die nuklearen Notfallschutzpläne der Länder werden laufend an die jeweils national verbindlichen Empfehlungen der Fachgremien (zum Beispiel SSK) von den zuständigen Kreisverwaltungsbehörden beziehungsweise 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 Informationen 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 Absatz 2 StrlSchV.

Die wichtigsten Punkte, über die die Bevölkerung in der Umgebung einer Anlage im mindestens fünfjährigen Abstand vorbereitend informiert werden muss, betreffen unter anderem

- ▶ 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.

Speziell für die Schutzmaßnahme „Einnahme von Iodtabletten“ steht für die Öffentlichkeit seit 2010 eine Internetseite ([www.jodblockade.de](http://www.jodblockade.de)) zur Verfügung, auf der umfangreiche Informationen zur Schutzmaßnahme zur Verfügung stehen.

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 Absatz 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 unter anderem

- ▶ Art und Merkmale des Ereignisses, insbesondere Ursprung, Ausbreitung, Entwicklung,
- ▶ Schutzanweisungen und Maßnahmen für bestimmte Bevölkerungsgruppen und
- ▶ Benennung der für den Katastrophenschutz zuständigen Behörden.

Bei einer Vorwarnstufe (Voralarm) sind zum Beispiel folgende Informationen und Anweisungen an die Bevölkerung zu geben:

- ▶ Aufforderung, Rundfunk- und Fernsehgeräte einzuschalten
- ▶ Vorbereitende Anweisungen für bestimmte Institutionen
- ▶ Empfehlungen für besonders betroffene Berufszweige

In dem von der SSK veröffentlichten „Leitfaden zur Information der Öffentlichkeit in kerntechnischen Notfällen“ [4-12] wird ein Konzept zur weiteren Konkretisierung vorgeschlagen. 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 beziehungsweise 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 2010

Im Berichtszeitraum von 2010 bis 2012 wurde eine Vielzahl an Neuerungen und Überarbeitungen von regulatorischen Dokumenten im Bereich der Notfallvorsorge durchgeführt:

Mit einer gemeinsamen Empfehlung der RSK und SSK im Jahr 2010 wurden die „Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“ [3-31] überarbeitet. Bei der Überarbeitung dieser Rahmenempfehlungen wurde der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik, die von der RSK und SSK in den zurückliegenden Jahren diesbezüglich ausgesprochenen Empfehlungen sowie die in den deutschen Kernkraftwerken implementierten Planungen des anlageninternen Notfallschutzes berücksichtigt.

Die Strahlenschutzkommission hat die im Jahr 2004 veröffentlichte Empfehlung zur Verwendung von Iodtabletten zur Iodblockade der Schilddrüse bei einem kerntechnischen Unfall [4-14] überprüft und 2011 mit geringfügigen Änderungen neu verabschiedet. So wird beispielsweise empfohlen, Ärzten und Apothekern in potenziellen Verteilungsgebieten mit Informationen über diese Schutzmaßnahme zu versorgen und dieses im Rahmen der ärztlichen Fortbildung zu behandeln. Darüber hinaus wurde seitens der SSK der überarbeitete „Maßnahmenkatalog“ [4-3] 2010 veröffentlicht. Bei der Überarbeitung wurden Informationen und Maßnahmen zur Entsorgung sowie Konkretisierungen der Entscheidungsphilosophien und Einschätzungen zur Akzeptanz von Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich integriert.

Speziell für die Schutzmaßnahme „Einnahme von Iodtabletten“ wurde zur Information der Öffentlichkeit 2010 seitens des BMU eine Internetseite zur Verfügung gestellt, auf der umfangreiche Informationen zu dieser Schutzmaßnahme zu finden sind.

Der Bund hat flächendeckend in mehreren Zentrallagern in Deutschland Iodtabletten eingelagert, die von den deutschen Kernkraftwerksbetreibern finanziert wurden. In Schleswig-Holstein wurden die Iodtabletten in der Zentral- und Mittelzone vorverteilt.

Vor dem Hintergrund des Reaktorunfalls in Fukushima hat das BMU die Strahlenschutzkommission im Juni 2011 beauftragt, eine Überprüfung des nationalen fachlichen Regelwerkes zum anlagenexternen nuklearen Notfallschutz vorzunehmen. Der Ablauf in Japan unterschied sich stark von dem in Tschernobyl, so dass praktisch auf allen Gebieten der Notfallvorsorge neue Erfahrungen gemacht worden sind. Diese erfordern eine Überprüfung des gesamten Regelwerkes zum Notfallschutz.

Ausgehend von einer ersten Bewertung hat die Expertengruppe ein Arbeitsprogramm erstellt. Basis des Arbeitsprogrammes sind die vorliegenden Bewertungen des Reaktorunfalls durch die japanische Regierung und durch die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO), die Sicherheitsüberprüfung der RSK sowie Erfahrungen und Beobachtungen des Krisenstabs der SSK und der Mitglieder der Expertengruppe. Um sicherzustellen, dass effektiv und effizient gearbeitet werden kann, wurden neben den Erfahrungen aus Japan die ohnehin im Rahmen der stetigen Verbesserung des deutschen Notfallschutzes umzusetzenden Optimierungsmaßnahmen in das Arbeitsprogramm aufgenommen. Die Bundesländer beteiligen sich an den entsprechenden Arbeitsgruppen auf Bund-Länder-Ebene.

## 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.

Eine weitere Verbesserung der Realitätsnähe von Übungen wird angestrebt, zum Beispiel durch verstärkte Einbindung und Nutzung von Simulatoren und durch Integration anlagentechnischer Abläufe in Übungsszenarien. Die Erfahrungen aus diesen 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 national (zwischen Bund und Ländern) und international stärker zu verzahnen.

Zusätzlich soll auch der Einfluss der beschlossenen Beendigung der friedlichen Nutzung der Kernenergie auf die Notfallvorsorge in Deutschland untersucht werden.

In den neuen deutschen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] sind grundlegende und übergreifende Anforderungen an den Notfallschutz enthalten, die in den im Jahr 2013 abzuschließenden Interpretationen weiter konkretisiert werden. Außerdem werden vor dem Hintergrund des Reaktorunfalls in Fukushima weitere Aspekte des Notfallschutzes durch die RSK untersucht. Zusätzlich hat die SSK-Arbeitsgruppe „Erfahrungsrückfluss Fukushima“ 2011 ihre Arbeit aufgenommen. Die zu bearbeitenden Fragestellungen sind priorisiert und werden nach einem abgestimmten Zeitplan abgearbeitet. Dies geschieht auch in Abstimmung mit der Arbeitsgruppe „Fukushima“ der Innenministerkonferenz. Darüber hinaus beteiligt sich Deutschland an einer Vielzahl von Initiativen und Arbeitsgruppen, die sich insbesondere mit dem Erfahrungsrückfluss aus dem Reaktorunfall in Fukushima befassen.

# 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 Absatz 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 Kernkraftwerke im Sinne des Übereinkommens praktiziert wurde. Weiterhin wird auf die Auslegung gegen Einwirkungen von außen (→ Artikel 17 (i)) und deren Neubewertung (→ Artikel 17 (iii)) eingegangen.

## 17 (i) 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 unter anderem folgende Punkte berücksichtigt:

- ▶ Meteorologie hinsichtlich der Ausbreitungsbedingungen
- ▶ Hydrologie hinsichtlich Kühlwasserverfügbarkeit, Ableitungen radioaktiver Stoffe über den Wasserpfad und Trinkwasserschutz
- ▶ Bevölkerungsverteilung in der Umgebung des Standorts
- ▶ geologische Beschaffenheit des Baugrundes inklusive seismologischer Betrachtungen zum Standort,
- ▶ weitere naturbedingte oder zivilisatorische Einwirkungen von außen (unter anderem Hochwasser
- ▶ Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, Eindringen gefährlicher Stoffe)
- ▶ Verkehrswege hinsichtlich Zugänglichkeit und Zufahrtsmöglichkeiten
- ▶ 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 zum Beispiel 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 (zum Beispiel Türen) oberhalb des höchsten zu erwartenden Hochwassers festgelegt. Teilweise schließt das Hochwasserschutzkonzept auch Deiche mit ein. 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 sogenannte Auslegungserdbeben wurde durch ein „Inspektionsniveau“ ersetzt, bei dessen Überschreitung der Anlagenzustand zu überprüfen ist. Seit Inkrafttreten der neusten Fassung der Regel [KTA 2201.1] (11/2011) wird das Bemessungserdbeben auf der Grundlage deterministischer und probabilistischer Analysen ermittelt. (Nach den früheren Fassungen der Regel [KTA 2201.1] erfolgte die Ermittlung rein deterministisch.) Bei beiden Vorgehensweisen ist eine größere Umgebung des Standortes (von mindestens 200 Kilometer Umkreis) zu berücksichtigen. Für die deterministische Bestimmung des Bemessungserdbebens ist auf Grundlage aufgetretener Ereignisse ein Erdbeben mit den für den Standort größten anzunehmenden seismischen Einwirkungen zu Grunde zu legen, das nach wissenschaftlichen Erkenntnissen zu erwarten ist. Die probabilistische Bestimmung der Kenngrößen des Bemessungserdbebens ist für eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-5}/a$  (Median) vorzunehmen. Die endgültige Festlegung des

Bemessungserdbebens erfolgt dann unter Abwägung der Ergebnisse beider Analysen. Je nach Standort liegt die Intensität des der Auslegung zugrunde gelegten Bemessungserdbebens zwischen VI (Mindestauslegung für Standorte mit geringer seismischer Gefährdung) 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. Im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen wurden wie bei der Auslegung neuerer Anlagen zusätzlich dynamische Analysemethoden angewendet.

### 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 des Absturzes eines schnell fliegenden Militärflugzeuges entwickelt, die für die Schutzmaßnahmen bei den nachfolgend errichteten Kernkraftwerken zur weiteren Risikominderung zugrunde gelegt wurden. Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hat 1981 in den „RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren“ [4-1] für das Ereignis „Flugzeugabsturz“ sicherheitstechnische Anforderungen für die Bewertung der Auslegung, des Baus und des Betriebs spezifiziert. Als wesentliche Lastannahme wurde standortunabhängig ein Stoßlast-Zeit-Diagramm entsprechend dem Aufprall einer schnellfliegenden Militärmaschine vom Typ Phantom (Masse 20 Milligramm, Geschwindigkeit 215 Meter/Sekunde) auf eine starre Wand festgelegt. Die daraus resultierenden Belastungen decken darüber hinaus ein weites Spektrum von Aufprallszenarien von Flugzeugen unterschiedlicher Art, Größe und Geschwindigkeit ab. Weiterhin wurde unter anderem festgelegt, dass die Auswirkungen von Trümmern und von Treibstoffbränden sowie die durch den Flugzeugaufprall induzierten Erschütterungen bei der Auslegung zu beachten sind. Seit Ende der 1980er Jahre ist die Absturzrate von schnell fliegenden Militärflugzeugen aber erheblich zurückgegangen, so dass die Absturzhäufig-

keit heute um etwa zwei Größenordnungen geringer einzuschätzen ist.

Bei den älteren Baulinien wurde der anlagentechnische Schutz gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes durch zusätzliche, räumlich von der zu schützenden eigentlichen Reaktoranlage getrennte Notstandssysteme verbessert. Die Notstandssysteme können den sicheren Einschluss radioaktiver Stoffe durch Kühlung der Brennelemente 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.

Mit der 13. AtG-Novelle am 6. August 2011 ist die Berechtigung zum Leistungsbetrieb für diese älteren Anlagen erloschen.

Die Auslegung der neueren Baulinien gegen Flugzeugabsturz erfolgte nach den „RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren“ [4-1] und erstreckte sich neben dem Reaktorgebäude auch auf weitere Gebäude mit Systemen, die der Beherrschung dieses Ereignisses dienen (zum Beispiel das Notspeisegebäude bei neueren Druckwasserreaktoren). Weiterhin wurden Schutzmaßnahmen gegen die im Falle eines Flugzeugabsturzes induzierten Erschütterungen von Einbauten und Komponenten durchgeführt, zum Beispiel durch Entkopplung von Decken und Innenwänden von der Außenwand oder durch eine spezielle Bemessung. Alle Kernkraftwerke in Deutschland, die weiterhin Berechtigung zum Leistungsbetrieb haben, sind entsprechend den Anforderungen der RSK-Leitlinien [4-1] gegen das Ereignis „Flugzeugabsturz“ ausgelegt.

### 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 ent-

standen. Die Schutzmaßnahmen, ausgehend von einem maximalen Überdruck von 0,45 bar am Ort der Anlage und der Annahme, dass ein bestimmter Sicherheitsabstand zu potenziellen Explosions- beziehungsweise Freisetzungsorten (zum Beispiel Transportwege, Industrieanlagen) eingehalten wird, sind in der Richtlinie [3-6] im Einzelnen geregelt und werden seither standortunabhängig angewendet.

### 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 [1B-3] geprüft.

### 17 (ii) Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung

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.

Weiterhin sind Auswirkungen der Anlage oder von Anlagenteilen auf die Umwelt (zum Beispiel Luft, Lärm, Licht) gemäß Bundesimmissionsschutzgesetz und den unterlagerten Verordnungen zu betrachten. Dazu wurden bei der Errichtung der Anlage entsprechende Genehmigungen von der atomrechtlichen Genehmigung umfasst (§ 8 AtG). Bei nachträglichen Änderungen der Anlage oder des Bundesimmissionsschutzgesetzes sind entsprechende Änderungsverfahren durchzuführen. Das betrifft zum Beispiel die meist konventionell befeuerte Hilfskesselanlage und nicht eingehauste Transformatoren > 220 Kilovolt. Sofern die Änderungen auch Einfluss auf die kerntechnische Sicherheit haben, ist ebenfalls die atomrechtliche Behörde einzubinden, ansonsten erfolgt lediglich eine Information.

### 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

Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren, welches bereits zu Artikel 7 erläutert wurde, ist in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVfV) [1A-10] geregelt. Die zuständige Behörde kann gemäß § 15 Absatz 2, Satz 1 AtVfV eine Anlage nur dann genehmigen, wenn die Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt sind beziehungsweise ihre Erfüllung durch Nebenbestimmungen sichergestellt werden kann. Zu den Genehmigungsvoraussetzungen gehören die in diesem Kapitel beschriebenen Anforderungen an die konventionellen und radiologischen Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung. Deren Einhaltung muss die Genehmigungsbehörde im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren daher überprüfen. Durch Regelungen der AtVfV ist sichergestellt, dass die Genehmigungsbehörde diese Prüfung durchführt und auch bei ihrer Entscheidung berücksichtigt. Von besonderer Bedeutung ist in diesem Zusammenhang § 14a AtVfV.

Der § 14a Absatz 1 AtVfV verpflichtet die Genehmigungsbehörde bei UVP-pflichtigen Vorhaben – wie etwa der Errichtung oder gegebenenfalls auch der wesentlichen Änderung eines Kernkraftwerks – vor der Genehmigungsentscheidung eine zusammenfassende Darstellung der für die Entscheidung über den Genehmigungsantrag bedeutsamen Auswirkungen des Vorhabens auf die Umwelt (Mensch, einschließlich der menschlichen Gesundheit, Tiere, Pflanzen und die biologische Vielfalt, Boden, Wasser, Luft, Klima und Landschaft, etc.) zu erarbeiten. Diese Darstellung hat auf den Unterlagen des Antragsstellers, verschiedenen behördlichen Stellungnahmen, den Ergebnissen eigener behördlicher Ermittlungen sowie den Äußerungen und Einwendungen Dritter zu beruhen.

Der § 14a Absatz 2, Satz 1 AtVfV bestimmt, dass die Genehmigungsbehörde die Auswirkungen des Vorhabens auf die Umwelt auf Grundlage der zusammenfassenden Darstellung nach den für ihre Entscheidung maßgeblichen Rechts- und Verwaltungsvorschriften zu bewerten hat. Nach § 14a Absatz 2, Satz 4 AtVfV hat die Genehmigungsbehörde die vorgenommene Bewertung oder Gesamtbewertung bei der Entscheidung über den Antrag nach Maßgabe der hierfür geltenden Rechtsvorschriften zu berücksichtigen.

## 17 (iii) Neubewertung der standortspezifischen Gegebenheiten

### Maßnahmen zur Neubewertung

Artikel 17 (i) beschreibt die Auslegung der deutschen Kernkraftwerke gegen Einwirkungen von außen. Die im Abstand von zehn Jahren durchzuführenden Sicherheitsüberprüfungen (→ Artikel 14 (i)) 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 beziehungsweise geplant.

Als Maßstab für die Bewertung des Schutzes gegen Einwirkungen von innen und außen sowie des Schutzes gegen Notstandsfälle dienen die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0], insbesondere der Anhang 3 der Sicherheitsanforderungen.

In den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] wird im Absatz 2.4 (1) gefordert, dass „alle Einrichtungen, die erforderlich sind, um den Kernreaktor sicher abzuschalten und in abgeschaltetem Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen oder eine Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, so auszulegen (sind) und sich dauerhaft in einem solchen Zustand befinden (müssen), dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei beziehungsweise nach Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen ([3-0], Anhang 3) erfüllen“ können. Dabei sind insbesondere folgende Einwirkungen zu berücksichtigen:

- ▶ naturbedingte Einwirkungen von außen, soweit sie standortspezifisch in Betracht zu ziehen sind, wie Erdbeben, Überflutung, extreme meteorologische Bedingungen (zum Beispiel hohe oder niedrige Temperaturen von Außenluft oder Kühlwasser, Sturm, Schneefall, Vereisung, Blitzschlag) oder biologische Einwirkungen
- ▶ zivilisatorisch bedingte Einwirkungen von außen, wie Flugzeugabsturz, anlagenexterne Explosionen, Einwirkungen von gefährlichen Stoffen und sonstige zivilisatorisch bedingte Einwirkungen (zum Beispiel Einwirkung von Treibgut, Verlust von Kühlwasser durch Staustufenversagen flussabwärts, Folgen aus Schiffsunfällen)

Bei den Anforderungen an die Auslegung gegen Einwirkungen von außen wird entsprechend den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0]

zwischen naturbedingten Einwirkungen und zivilisatorischen Einwirkungen unterschieden. Unfallbedingter Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle und die Einwirkung gefährlicher Stoffe werden auch als Notstandsfälle bezeichnet. Notstandsfälle werden mit besonders geschützten Notstandseinrichtungen beherrscht. An diese Einrichtungen werden geringere Redundanzanforderungen gestellt als an Einrichtungen zur Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3). Bei letzteren müssen auch im Einwirkungsfall der Einzelfehler und der gleichzeitige Instandhaltungsfall beherrscht werden. Dies gilt für Notstandseinrichtungen nicht. Die zu berücksichtigenden naturbedingten Einwirkungen und die Notstandsfälle sind in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ aufgeführt.

## 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 Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) in den Jahren 2000 bis 2002 durchgeführten Nachprüfungen zum Hochwasserschutz, die Sicherheitsüberprüfung im Nachgang zum Reaktorunfall im März 2011 in Fukushima (RSK-SÜ<sup>28</sup>) und der EU-Stresstest haben ergeben, dass die anlagenspezifischen Festlegungen zum Bemessungshochwasser sowie die technischen und administrativen Schutzmaßnahmen die Anforderungen des Regelwerks erfüllen und darüber hinaus noch Sicherheitsreserven vorhanden sind. Die Untersuchungsergebnisse lassen aber auch erkennen, dass die Vorgehensweisen zur Ermittlung des Bemessungshochwassers uneinheitlich sind. 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 vorhandenen Maßnahmen. Zum Beispiel kann für einzelne, direkt an Flussläufen gelegene Kernkraftwerke bereits bei einem tausendjährlich Hochwasser eine Insellage eintreten, für die entsprechende organisatorische und administrative Maßnahmen vorgesehen sind.

### 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 umfangreiche sicherheitstechnische Nachrüstungen durchgeführt. Des Weiteren wurden im Rahmen der Errichtung von Standort-Zwischenlagern für alle Standorte neue seismische Gefährdungsanalysen durchgeführt. Für vier Kernkraftwerke an drei Standorten wurden darüber hinaus Erdbeben-PSA erstellt. Im Rahmen der im Nachgang zum Reaktorunfall im März 2011 in Fukushima durchgeführten Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) und des EU-Stresstests kamen die Aufsichtsbehörden beziehungsweise deren Sachverständige zu dem Ergebnis, dass die deutschen Kernkraftwerke entsprechend den geltenden Regelwerksanforderungen gegen seismische Einwirkungen geschützt sind.

### Flugzeugabsturz

Die nachträgliche Errichtung von systemtechnisch unabhängigen und räumlich getrennten Notstandssystemen hat bei älteren Anlagen zu einer Verminderung möglicher Auswirkungen bei unfallbedingtem Flugzeugabstürzen geführt (→ Tabelle 6–2). Aufgrund der kleinen Eintrittswahrscheinlichkeit eines unfallbedingten Flugzeugabsturzes, sind nur Maßnahmen auf der Grundlage eingeschränkter Anforderungen gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3–0], beispielsweise hinsichtlich der verfügbaren Redundanzen, notwendig. Bei einem Teil der Anlagen erfolgten hinsichtlich des unfallbedingten Flugzeugabsturzes nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von Belastungen in Verbindung mit probabilistischen Sicherheitsbewertungen.

28 RSK-Stellungnahme, „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-1 (Japan)“, verabschiedet in der 437. RSK-Sitzung vom 11. bis 14. Mai 2011

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.

Unmittelbar nach dem Reaktorunfall in der japanischen Anlage Fukushima forderte das BMU am 17. März 2011 die RSK auf, einen *Anforderungskatalog*<sup>29</sup> für eine Sicherheitsüberprüfung der deutschen Kernkraftwerke zu erstellen und die Ergebnisse der auf dieser Basis durchgeführten Überprüfungen zu bewerten. Für die anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung für das Ereignis „Flugzeugabsturz“ hat die RSK folgendes festgelegt:

„Die Bewertungskriterien für einen angenommenen Flugzeugabsturz unterscheiden sich in drei Schutzgraden. Dabei wird jeweils unterschieden zwischen dem mechanischen (Aufprall des Flugzeuges) und dem thermischen (Treibstoffbrand) Schutzgrad gemäß Berücksichtigung eines Absturzes eines dem Starfighter vergleichbaren Flugzeuges (Schutzgrad 1), Last-Zeitdiagramm gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] (Phantom) oder eines mittleren Verkehrsflugzeuges (Schutzgrad 2) und zusätzlich eines großen Verkehrsflugzeuges (Schutzgrad 3).“

Zusammenfassend kam die RSK zu folgender Bewertung im Hinblick auf die Robustheit der Anlagen bei einem Flugzeugabsturz:

„Für alle DWR Vorkonvoi- und Konvoianlagen sowie die SWR-Anlagen KKK und KRB B/C liegen Nachweise vor, dass die Anforderungen aus den Lastannahmen gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] (Phantom) erfüllt werden (Schutzgrad 2). Zu dem Absturz von zivilen Flugzeugen sind für die mögliche Beherrschung sowohl für den Schutzgrad 2 als auch 3 weitere Nachweise zur Bestätigung erforderlich.“

Für die Anlagen KKK, KKI 1 und GKN 1 sind die Kriterien des Schutzgrades 1 nachweislich erfüllt. Für die Erfüllung des Schutzgrades 2 sind weitere Nachweise erforderlich, der Schutzgrad 3 kann auf Basis der vorliegenden Unterlagen nicht erreicht werden.

Für die Anlagen KWB-A und B, KKB und KKP 1 hängt die Erfüllung des mechanischen Schutzgrades 1 und für KKB und KKP1 auch des thermischen Schutzgrades 1 von der Vorlage weiterer Nachweise ab. Dieses Thema wird durch die RSK auch im Nachgang zur Sicherheitsüberprüfung 2011 kontinuierlich weiterverfolgt.

Mit der 13. AtG-Novelle ist jedoch die Berechtigung zum Leistungsbetrieb für die Anlagen KWB-A und KWB-B, KKB, KKP 1, KKK, KKI 1, GKN I sowie KKK erloschen.

### Explosionsdruckwelle

Für Anlagen, bei denen Schutzmaßnahmen gegen Explosionsdruckwellen nicht bereits bei der Errichtung gemäß BMI-Richtlinie [3-6] getroffen wurden oder 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 beziehungsweise vorgelegten Sicherheitsüberprüfungen der Anlagen werden unter Zuziehung von Sachverständigenorganisationen unter Anwendung der aktuellen Leitfäden geprüft. Zusätzliche Überprüfungen erfolgten im Rahmen der RSK-Sicherheitsüberprüfung und des EU-Stresstests infolge des Reaktorunfalls in Fukushima.

## 17 (iv) 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.

<sup>29</sup> „Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, verabschiedet in der 434. RSK-Sitzung am 30. März 2011

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 Mitgliedsländern. 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 Polen) bilaterale Abkommen zum zwischenstaatlichen 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 2010

Die Überarbeitung der Regel [KTA 2201.1] „Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze“ wurde abgeschlossen. Bei der Überarbeitung wurden die internationalen Regelwerksentwicklungen und die verfügbaren Erkenntnisse aus den Reaktorunfällen am Standort Fukushima berücksichtigt. Seit November 2011 ist die neue Fassung der Regel [KTA 2201.1] gültig. Gemäß der überarbeiteten Fassung ist das Bemessungserdbeben unter Bewertung deterministischer und probabilistischer Untersuchungen festzulegen. Die zugehörigen seismischen Einwirkungen dürfen jeweils für den 50 Prozent-Fraktilwert angegeben werden, wenn die Überschreitungswahrscheinlichkeit 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). Die übrigen Regeln (Teil 2 bis 6) der Regelreihe [KTA 2201] befinden sich derzeit noch in Überarbeitung. Ziel der Überarbeitung ist auch hier die Anpassung an den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik sowie die Gewährleistung der Konsistenz der gesamten Regelreihe.

Hinsichtlich Einwirkungen von außen wurde bereits vor dem Reaktorunfall in Fukushima ein Forschungsvorhaben initiiert, in dem untersucht wird, ob die Methoden zur Ermittlung der Standortgefährdung, wie sie bei Auslegung der Anlagen zur Anwendung kamen, noch dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Gegenstand dieser Untersuchungen sind insbesondere die Einwirkungen Erdbeben, Hochwasser, Sturm, (anlagenexterne) Explosion, und Einwirkung gefährlicher Stoffe.

Im Nachgang zum Reaktorunfall in Fukushima wurde von der RSK eine Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) der deutschen Kernkraftwerke durchgeführt, bei der unter anderem für die Einwirkungen Erdbeben, Hochwasser, (anlagenexterne) Explosion und (unfallbedingter) Flugzeugabsturz die Robustheit der Anlagen bewertet wurde. Hierbei hat sich insbesondere im Hinblick auf Erdbeben und Hochwasser gezeigt, dass alle Anlagen über eine über die Auslegung hinausgehende Robustheit verfügen. Die Auswertung der Betreiberunterlagen im Rahmen des EU-Stresstests hat dieses Ergebnis der RSK-SÜ bestätigt.

## Artikel 17: Zukünftige Aktivitäten

Neben der kurzfristigen Überprüfung der Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke wird der Reaktorunfall in Fukushima auch im Rahmen eines Forschungsvorhabens aufbereitet, das zum Ziel hat, die Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen zu prüfen und gegebenenfalls Empfehlungen für sicherheitstechnische Verbesserungen zu erarbeiten. Hierzu werden neben dem eigentlichen Ereignisablauf im Kernkraftwerk Fukushima auch die auslösenden Naturereignisse analysiert und mit den Gegebenheiten in Mitteleuropa verglichen.

Hinsichtlich der probabilistischen Bewertung des Schutzes von Kernkraftwerken gegen Einwirkungen von außen im Rahmen der Sicherheitsüberprüfungen (→ Artikel 14 (i)) sind ebenfalls Weiterentwicklungen angedacht. Die Anforderung, probabilistische Analysen für Einwirkungen von außen durchzuführen, wurde im Jahr 2005 in den PSA-Leitfaden [3-74.1] und [4-7] sowie 2013 in die neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] aufgenommen.

Auf der Grundlage der ersten Erfahrungen mit der Umsetzung der Methoden zur Probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (PSA-Methodenband [4-7]) und zusätzlicher theoretischer Überlegungen war eine Überarbeitung der entsprechenden Kapitel in den nächsten Jahren geplant. Da nach der 13. AtG-Novelle nur noch für zwei der insgesamt neun noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke probabilistische Sicherheitsanalysen im Rahmen der nach § 19a AtG geforderten Sicherheitsüberprüfung (SÜ) durchzuführen sind, ist eine Überarbeitung des PSA-Leitfadens nicht mehr vorgesehen. Auch eine umfassende Überarbeitung der zugehörigen Fachbände zu PSA-Methoden und -Daten [4-7] ist nicht mehr beabsichtigt. Es ist aber vorgesehen, ergänzende Dokumente zu den Themenbereichen: „PSA der Stufe 2“, „PSA für den Nichtleistungsbetrieb“, „Berücksichtigung des Human Factor in der PSA“ und „PSA für Einwirkungen von außen“ zu erstellen, die die vorhandenen nationalen und internationalen Erfahrungen und Erkenntnisse berücksichtigen. Die Arbeiten dazu wurden für alle Themenbereiche begonnen und sind zum Teil bereits weit fortgeschritten.

# 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 verhindern 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] fordert in § 7 Absatz 2 die Vorsorge gegen Schäden bei der Errichtung und dem Betrieb von kerntechnischen Anlagen. Hierzu wird der Stand von Wissenschaft und Technik als Maßstab für die Erteilung einer Genehmigung definiert (→ Artikel 7). Für diese Schadensvorsorge stellt das 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. Auf den Sicherheitsebenen 1-4b werden präventive Maßnahmen gefordert. Auf der Sicherheitsebene 4c werden mitigative Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes gefordert. Mit den zu installierenden Maßnahmen und Einrichtungen zur Qualitätsgewährleistung, Vermeidung beziehungsweise Beherrschung von Ereignissen wird ein umfassender und zuverlässiger Schutz vor den

im Kernkraftwerk vorhandenen radioaktiven Stoffen erreicht. Diese Anforderungen gelten für den Leistungs- wie für den Nichtleistungsbetrieb.

Die grundlegenden Merkmale dieses Konzeptes werden durch Vorschriften des Kerntechnischen Regelwerks (→ Artikel 7 (2i)) näher ausgestaltet. Das gestaffelte Sicherheitskonzept wird in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] beschrieben und definiert die Anforderungen an die Maßnahmen und Einrichtungen für die einzelnen Sicherheitsebenen.

Das gestaffelte Sicherheitskonzept stellt auf der Sicherheitsebene 1 hohe Anforderungen an die Auslegung und die Qualität der technischen Einrichtungen sowie an die Qualifikation des Personals. Ziel der ersten Sicherheitsebene ist das Vermeiden von Störungen. Auf der Sicherheitsebene 2 beinhaltet das Konzept Maßnahmen für die Beherrschung von Störungen und für die Vermeidung von Störfällen. Die Sicherheitsebene 3 umfasst technische Einrichtungen und Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen und zur Verhinderung des Eintretens von Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen [3-0, Kap. 2.1 (3a)]. 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 unter Beachtung des Minimierungsgebotes nach § 6 Absatz 2 StrlSchV [1A-8] begrenzt werden muss. Die zugrunde zu legenden maßgeblichen Auslegungsfälle sind im Anhang 2 „Zu berücksichtigende Ereignisse“ der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] aufgeführt.

Im kerntechnischen Regelwerk sind auch Anforderungen für Vorkehrungen gegen Ereignisse formuliert, die jenseits der Auslegungsanforderungen gegen Störfälle liegen. Ereignisse, die jenseits der ursprünglichen Auslegungsanforderungen liegen, sind in der Sicherheitsebene 4 zusammengefasst. Hierzu zählen

- ▶ sehr seltene Ereignisse (zum Beispiel ATWS) in der Sicherheitsebene 4a,
- ▶ Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen (zum Beispiel Station Blackout) in der Sicherheitsebene 4b sowie
- ▶ Unfälle mit schweren Brennelementschäden in der Sicherheitsebene 4c.

Die neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ fordern ein Schutzkonzept, nach dem alle Einrichtungen, die erforderlich sind, um den Kernreaktor sicher abzuschalten und im abgeschalteten Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen oder die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern in einem solchen Zustand gehalten werden müssen, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen erfüllen können (hierzu zählen zum Beispiel die Notstandsfälle Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle).

Die Ereignisse und Maßnahmen der Sicherheitsebenen 4b und 4c werden inhaltlich in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] aufgeführt. Für Ereignisse der Sicherheitsebene 4b wurden schadensvermeidende (präventive) Maßnahmen und für Ereignisse der Sicherheitsebene 4c schadensbegrenzende (mitigative) Maßnahmen vorgesehen. Ein Überblick über wesentliche Nachrüstmaßnahmen wird in Tabelle 18-1 gegeben.

Die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] fordern darüber hinaus, dass organisatorische Anweisungen für die implementierten Notfallmaßnahmen auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c vorzusehen sind.

## Derzeitiger Stand der Umsetzung des gestaffelten Sicherheitskonzeptes und des Barrierenkonzeptes für den Einschluss radioaktiven Inventars, insbesondere hinsichtlich der Integrität der Brennstäbe, der Druckführenden Umschließung und des Sicherheitseinschlusses

Das Konzept zur Vermeidung und Beherrschung von Störfällen ist in allen deutschen Anlagen umgesetzt. Die wesentlichen Anforderungen der neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] waren bereits Bestandteil der alten Sicherheitskriterien [3-1], die der Auslegung der ersten Baulinien zugrunde gelegt wurden.

### Umsetzung der grundlegenden Sicherheitsprinzipien

Die im deutschen Regelwerk geforderten Prinzipien wie zum Beispiel „Automatisierung“, „sicherheitsgerichtete Maßnahmen“, „funktionale Trennung“, „Redundanz und Diversität“ sind 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 (zum Beispiel durch Strahlkräfte), bei Überflutung, im Brandfall oder bei äußeren Einwirkungen ausgeschlossen. Das Prinzip der Diversität ist auf Komponentenebene vor allem dort realisiert, wo das Potenzial für systematische Fehler (zum Beispiel Gemeinsam Verursachte Ausfälle, GVA) groß und von hoher sicherheitstechnischer Bedeutung ist.

### Maßnahmen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse und zur Minimierung der radiologischen Folgen

Über das mehrstufige Konzept zur Vermeidung und Beherrschung von Auslegungsfällen hinaus wurden frühzeitig, der internationalen Entwicklung folgend, Maßnahmen vorgesehen, um auch bei auslegungsüberschreitenden Szenarien eine Kernschmelze

zu verhindern (präventive Notfallmaßnahmen) oder die radiologischen Folgen einer Kernschmelze zu mildern (mitigative Notfallmaßnahmen). 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) im Anlagenkonzept berücksichtigt beziehungsweise bei vorhandenen Anlagen nachgerüstet. 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 die Sicherheit der Anlagen auch jenseits der Beherrschung von Auslegungsstörfällen weiter gesteigert werden.

In Kapitel 14 sind einige Nachrüstmaßnahmen detailliert beschrieben, dazu gehört auch ein Überblick über die wesentlichen Aktivitäten in Folge des Reaktorunfalls in Fukushima im März 2011.

Der Stand der Nachrüstungen der deutschen Kernkraftwerke bis zum Reaktorunfall in Fukushima ist in übersichtlicher Form in Tabelle 18-1 aufgeführt. Die bereits durchgeführten und geplanten anlagen-spezifischen Maßnahmen, die im nationalen „*Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima*“<sup>30</sup> enthalten sind, sind in Anhang 6 aufgelistet.

Im Folgenden sind Nachrüstmaßnahmen beschrieben, die insbesondere das Defence-in-depth-Konzept stärken. Auf den einzelnen Sicherheitsebenen wurden im Wesentlichen folgende Nachrüstungen vorgenommen.

#### *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 die Prozessvariablen auf vorgegebene Werte begrenzen, um die Verfügbarkeit der Anlage zu erhöhen (Betriebsbegrenzungen), um Ausgangszustände für zu berücksichtigende Störfälle einzuhalten (Zustandsbegrenzungen) und Sicherheitsvariablen auf Werte zurückzuführen, 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.

Ebenfalls zur Sicherheitsebene 2 zählen Überwachungseinrichtungen, wie Ermüdungs- oder Schwingungsüberwachung. Auch hier wurden seit Inbetriebnahme der Anlagen Erweiterungen vorgenommen.

#### *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 bei älteren und nunmehr abgeschalteten Anlagen oder für die Rückhaltung von Isoliermaterialfasern bei einem Kühlmittelverluststörfall (Barsebäck-Ereignis).

30 „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“, BMU, 31. Dezember 2012

*Sicherheitsebene 4a:*

Auf dieser Sicherheitsebene wurden Verbesserungen zur Beherrschung von ATWS-Ereignissen vorgenommen.

*Sicherheitsebenen 4b und 4c:*

Die präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (Sicherheitsebene 4b) sollen schwere Kernschäden verhindern; Hauptziel ist die Erhaltung oder Wiederherstellung der Kernkühlung und die Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand.

Die schadensmindernden Maßnahmen (Sicherheitsebene 4c) sollen Freisetzungen radioaktiver Stoffe aufgrund eines frühzeitigen Versagens des Sicherheitsbehälters sowie Freisetzungen radioaktiver Stoffe, welche räumlich umfangreiche und zeitlich langandauernde Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes erfordern praktisch ausschließen oder die radiologischen Auswirkungen soweit zu begrenzen, dass Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes nur in räumlich und zeitlich begrenztem Umfang erforderlich werden. Die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] fordern in Kapitel 4.4 „Unfälle mit schweren Brennelementschäden“ ferner, dass für Ereignisabläufe oder Anlagenzustände, für die keine Notfallmaßnahmen vorgeplant wurden oder die implementierten Notfallmaßnahmen nicht wirksam sind, Handlungsempfehlungen (SAMG) für den Notfallstab vorzuhalten sind. Bis Ende 2014 sollen in allen Kernkraftwerken SAMG eingeführt werden.

In deutschen Kernkraftwerken sind folgende geeignete Maßnahmen in Form von Nachrüstungen vorgesehen oder umgesetzt worden:

- ▶ Sicherstellung der Kernkühlung und der Integrität des RDB in SWR-Anlagen (zum Beispiel 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 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 (zum Beispiel 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 (zum Beispiel Verbindung mit dem Nachbarblock, Kapazitätserhöhung der Batterien, zusätzlicher Netzanschluss durch Erdkabel, Notstandsnotstromdiesel)

*Sicherheitsebenen übergreifende Verbesserungen*

Diese Maßnahmen betreffen beispielsweise den Brandschutz und die Redundanztrennung, Verbesserungen und Erweiterungen der Betriebs- und Notfallhandbücher und der Simulatorenausbildung.

Bei Anlagen der älteren Baulinien, die jetzt abgeschaltet sind, gab es umfangreiche Nachrüstungen zur Beherrschung von Notstandsfällen wie Flugzeugabsturz.

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 auslegungüberschreitenden Ereignissen (→ Artikel 19 (iv)).

**Tabelle 18-1: Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken (ohne Maßnahmen des Nationalen Aktionsplans nach dem Reaktorunfall in Fukushima)**

	Verbesserungsziel	DWR-Baulinie				SWR-Baulinie	
		1	2	3	4	69	72
1.	<b>Erhöhte Zuverlässigkeit des bestimmungsgemäßen Betriebs</b>						
	Zusätzliche Netzanschlüsse	X	X			X	
2.	<b>Erhöhte Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitseinrichtungen</b>						
	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 Entlastungsventile (SWR)					X	
Diversitäre Druckentlastungsventile (SWR)					X	X	
3.	<b>Verbesserung der Sicherheit bei Notstandsfällen</b>						
	Notstandssysteme	X	X			X	
4.	<b>Verringerung der Folgen möglicher Brände</b>						
	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.	<b>Verbesserung der Barrieren</b>						
	Neue Leitungen aus verbessertem Werkstoff für Frischdampf-, Speisewasser- und nukleare Hilfssysteme (SWR)					X	
	Optimierte Dampferzeugerwerkstoffe (DWR)	X					
	Entfall des Lagerdruckwassersystems mit den Anschlüssen nach außen (SWR)					X	
6.	<b>Anlageninterner Notfallschutz</b>						
	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
	- Gefilterte SHB-Druckentlastung (Venting-System)						
	- Nachrüstung Unfallprobenahmensystem						

X Verbesserung durch Nachrüstung

● bereits in der Auslegung enthalten

Diese Anforderungen wurden bei den neueren Kernkraftwerken direkt und vollständig umgesetzt. Bei den Anlagen der älteren Baulinien, die jetzt abgeschaltet sind, 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 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 die folgenden drei Phasen:

- ▶ Phase 1: Heranführung älterer Baulinien an den Stand modernerer Baulinien
- ▶ Phase 2: Nachrüstungen in der Sicherheitsebene 4
- ▶ Phase 3: die Umsetzung des technologischen Fortschritts als Daueraufgabe

Die ersten zwei Phasen wurden weitgehend abgeschlossen. 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 Weiterleitungsnachrichten der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) und Betriebserfahrungen und den Erfahrungen nach Fukushima. Diese Nachrüstungen erstrecken sich über zahlreiche Ein-

zelmaßnahmen, wovon einige Beispiele nun hervorgehoben werden:

- ▶ Es wurden Wechsel des Isoliermaterials wie auch teilweise der Isolierkassettensysteme im Rahmen der Sumpfthematik (gesicherte Sumpfansaugung) vorgenommen. Alle betroffenen DWR haben ihre Sumpfsiebe auf Siebe kleinerer Maschenweiten ertüchtigt und haben Rückspülmöglichkeiten mit den entsprechenden Prozeduren implementiert.
- ▶ Bei Beherrschung der Sumpfthematik wird bei der SWR-Baulinie 72 sinngemäß zu der Vorgehensweise bei den DWR vorgegangen. In den Anlagen der nicht mehr in Betrieb befindlichen Baulinie 69 wurden in der Vergangenheit umfangreiche Untersuchungen und Verbesserungen vorgenommen. Derzeit finden für die SWR-Baulinie 72 anlagenspezifische Betrachtungen zum Thema Partikeltransport von der Kondensationskammer zum Reaktorkern statt.
- ▶ Es wurden in den letzten Jahren umfangreiche Ertüchtigungen der Brandschutzvorkehrungen, Brandschutzmeldesysteme und Lüftungseinrichtungen vorgenommen. Bei älteren Anlagen, die jetzt abgeschaltet sind, waren dies zusätzliche kompensatorisch anlagentechnische und betriebliche Maßnahmen, da bei ihnen die bauliche Trennung nicht so konsequent umgesetzt war, wie bei neueren Anlagen.
- ▶ Der anlageninterne Überflutungsschutz wurde in einigen Anlagen weiter optimiert. Derzeit laufen in der Folge des Reaktorunfalls in Fukushima Analysen zu einem erweiterten Überflutungsschutz im Ringraum von DWR.
- ▶ In der Folge des Reaktorunfalls in Fukushima und den abgeleiteten Anforderungen aus der *GRS-Weiterleitungsnachricht WLN 2012/02*<sup>31</sup>, *RSK-Stellungnahmen*<sup>32</sup>, *Anforderungen aus den neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“* sowie dem nationalen *„Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“*<sup>33</sup> wurden und werden zur Gewährleistung der Energieversorgung, zum Beispiel im Falle eines Station Blackouts, Maßnahmen durchgeführt, um die Nachwärmeabfuhr aus der Anlage für mindestens zehn

31 „Auswirkungen des Tohoku-Erdbebens an den japanischen Kernkraftwerksstandorten Fukushima Dai-ichi (1) und Dai-ni (11) am 11. März 2011 und des Niigataken Chuetsu-Oki-Erdbebens am japanischen Kernkraftwerksstandort Kashiwazaki-Kariwa am 16. Juli 2007“, WLN 2012/02, 15. Februar 2012

32 RSK-Stellungnahme, „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, verabschiedet in der 437. RSK-Sitzung vom 11. bis 14. Mai 2011

33 „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“, BMU, 31. Dezember 2012

Stunden zu gewährleisten. Dies beinhaltet auch erweiterte Notfallmaßnahmen, wie zum Beispiel die Vorhaltung von mobilen Notstromaggregaten sowie Einspeisepunkte, die auch bei Einwirkungen von innen und außen funktionsfähig sind.

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

Die aus dem Reaktorunfall in Fukushima abgeleiteten Anforderungen aus Weiterleitungsnachrichten und RSK-Stellungnahmen sind im nationalen „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“ zusammengefasst, in dem anlagenspezifisch die durchgeführten und geplanten Maßnahmen dargestellt sind (→ Anhang 6). Weiterhin sind im Nationalen Aktionsplan das strahlenschutzrelevante Arbeitsprogramm sowie Empfehlungen und Hinweise internationaler Organisationen dargestellt. Der Nationale Aktionsplan ist im Internet unter [www.ensreg.eu](http://www.ensreg.eu) und [www.bmu.de](http://www.bmu.de) veröffentlicht.

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

Die 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)). In diesem Rahmen werden die international anerkannten Auslegungsgrundsätze, wie zum Beispiel Redundanz, Einzelfehler und räumliche Trennung berücksichtigt.

Im Genehmigungsverfahren wird beispielsweise nachgewiesen, dass die für alle Auslegungstörfälle (Ereignisse der Sicherheitsebene 3) unter konservativen Randbedingungen ermittelten Freisetzungen radioaktiver Stoffe unter den Planungsrichtwerten des § 49 StrlSchV liegen.

Nach dem gleichen Verfahren wie bei der Errichtung einer Anlage (→ Artikel 7 (2ii)) wird bei Nachrüstungen oder sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenän-

derungen vorgegangen. Hier gibt es jedoch ein abgestuftes Vorgehen, das sich an der sicherheitstechnischen Bedeutung der geplanten Maßnahme orientiert. Die behördlich festgelegten Vorgehensweisen bei Änderungen oder Nachrüstungen sind im Grundsatz für alle Anlagen gleich, variieren im Detail jedoch zwischen den einzelnen Bundesländern. 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 (in der Regel vier) 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 des Betreibers durchgeführt werden. Zur ersteren 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 verringert. Der Sachverständige 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 Bewertungen werden ebenfalls herangezogen. Ne-

ben 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 Sicherheitspezifikationen handelt – der behördlichen Prüfung und Zustimmung.

Bei Erhöhungen der thermischen Reaktorleistung hat sich der Bundesumweltminister eine Zustimmung vorbehalten.

Die Zweckmäßigkeit und Wirksamkeit aller ursprünglich vorhandenen 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 neuen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] fordern im Kapitel 3 „Technische Anforderungen“ 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 aufrechterhalten 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 der sicherheitstechnischen 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 gegebenenfalls 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 kern-technischen 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, zum Beispiel 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, zum Beispiel druckführende Umschließung, sekundäre Systeme, Sicherheitsbehälter, Hebezeuge. Die Eignungsprüfung der Herstellungsverfahren wird unter praxisnahen Bedingungen und für jeden Hersteller separat durchgeführt und in festgelegten Zeitintervallen erneuert. Bei wichtigen Verfahrensschritten zum Nachweis der Eignung von Werkstoffen, Herstellungsverfahren und Komponenten ist ein unabhängiger Sachverständiger beteiligt. Die Ergebnisse der Prüfungen werden dokumentiert und die Bewertungen des Sachverständigen der Genehmigungsbehörde vorgelegt.

## Aktive 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 zum Beispiel Elektromotoren, Stellantriebe, Schaltanlagen, Messwertnehmer, Messwertverarbeitung und Kabel. Aber auch bei maschinentechnischen Komponenten kommen Serienerzeugnisse zum Einsatz, wie zum Beispiel Armaturen und Pumpen, soweit sie nicht zur druckführenden Umschließung gehören sondern zum Beispiel 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 zum Beispiel Öle, Schmierstoffe, Treibstoffe, Gase und Chemikalien zum Beispiel 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, zum Beispiel 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, wird 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 3501 bis 3507] und [KTA 3706] sowie die „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ und die derzeit in der Bearbeitung befindlichen Interpretationen 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 oder seismischen Einwirkungen,
- ▶ Nachweise auf der Basis verifizierter Modelle,
- ▶ Nachweis des Langzeitverhaltens durch Voralterung
- ▶ 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 (All Volatile Treatment) 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, zum Beispiel 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.

Im Anhang 5 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] werden detaillierte Anforderungen an die Nachweisführung und Dokumentation gestellt. Danach ist die Anwendbarkeit der Analysewerkzeuge für sicherheitstechnische Nachweise zu validieren.

## 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 an die Auslegung von Kernkraftwerken, Anforderungen an einfache Systemgestaltung, räumliche Trennung redundanter Teilsysteme sowie Zugänglichkeit für Prüfung, Wartung und Reparatur sind in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ festgelegt [3-0].

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 beziehungsweise 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.

Im Kapitel 3 „Technische Anforderungen“ der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] befinden sich die Anforderungen an die ergonomische Gestaltung der Voraussetzungen für zuverlässiges Handeln des Personals. Detailanforderungen sind unter anderem 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 [KTA 1200] und [KTA 3200]).

## Ergonomische Gestaltung von Leitständen

Zur ergonomisch-technischen Gestaltung der Warte, Notsteuerstelle und örtlicher Leitstände wurden neben Regelungen in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] in der Regel [KTA 3904] konkrete Festlegungen getroffen. In den Ausführungen zur ergonomischen Gestaltung finden sich unter anderem 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 gegebenenfalls 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

- ▶ 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 weiter 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 und seinen Niederschlag in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ [3-0] gefunden.

Die Basissicherheit eines Anlagenteils wird bestimmt durch folgende Grundsätze:

- ▶ hochwertige Werkstoffeigenschaften, insbesondere Zähigkeit
- ▶ konservative Begrenzung der Spannungen

- ▶ Vermeidung von Spannungsspitzen durch optimale Konstruktion
- ▶ Gewährleistung der Anwendung optimierter Herstellungs- und Prüftechnologien
- ▶ Kenntnis und Beurteilung gegebenenfalls vorliegender Fehlerzustände
- ▶ Berücksichtigung des Betriebsmediums

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 den deutschen Anlagen zeigen, dass bei den wiederkehrenden Prüfungen keine Anzeigenveränderungen oder gar betriebsbedingte, rissartige Befunde festgestellt wurden. 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

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 Bau-  
linien wurden teilweise neue Begrenzungssystemfunktionen eingebaut. In einigen Anlagen erfolgt ein Um-  
rüsten der ursprünglich analogen Leittechnik des Be-  
grenzungssystems, auf digitale Leittechniksysteme.

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 An-  
lage oder des Betriebs müssen vor der Durchführung  
vom Betreiber der atomrechtlichen Behörde zur Ge-  
nehmigung oder zur Zustimmung im Aufsichtsver-  
fahren vorgelegt werden (→ Artikel 18 (i)). Die be-  
hördliche Prüfung erfolgt in der Regel unter Zuzie-  
hung 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 2010

Unmittelbar nach dem Reaktorunfall in Fukushima erfolgten sowohl im nationalen als auch internationalen Rahmen Überprüfungen der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke. Weiterhin wurden von der GRS in der Weiterleitungsnachricht WLN 2012/02 und von der RSK Empfehlungen zur Erhöhung der Robustheit deutscher Kernkraftwerke ausgesprochen. Auf der Basis dieser Empfehlungen und Hinweise wurde ein nationaler Aktionsplan erstellt und veröffentlicht.

Alle betroffenen DWR haben ihre Sumpfsiebe auf Siebe kleinerer Maschenweiten ertüchtigt und haben Rückspülmöglichkeiten mit den entsprechenden Prozeduren implementiert.

## Artikel 18: Zukünftige Aktivitäten

Der nationale „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“ bildet die Grundlage für die weiteren Verbesserungsmaßnahmen in den deutschen Kernkraftwerken.

## 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 Betriebsphase, die eine Betriebsgenehmigung nach § 7 Absatz 1 AtG erfordert, wird durch die Stilllegungsphase abgelöst. Für diese Phase ist eine Stilllegungsgenehmigung nach § 7 Absatz 3 AtG erforderlich. Nach Beendigung des kommerziellen Leistungsbetriebs bis zur Erteilung einer Stilllegungsgenehmigung befindet sich die Anlage im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb. Mit dem 13. AtG-ÄndG hat der Gesetzgeber in § 7 Absatz 1a AtG festgelegt, dass bei allen Kernkraftwerken die Berechtigung zum Leistungsbetrieb spätestens zu einem gesetzlich für jede Anlage festgelegten Zeitpunkt erlischt.

Die folgende Beschreibung schildert die Vorgehensweise bei Errichtung und Inbetriebsetzung 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 kommerzielle Kernkraftwerke zur Stromerzeugung nach § 7 Absatz 1 AtG werden in Deutschland nicht mehr erteilt.

Die Genehmigungen nach § 7 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
- ▶ 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 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 den 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 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.

Die Prüfergebnisse wurden in Berichten, Bescheinigungen und Zeugnissen dokumentiert.

### 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 modifizierten Regel [KTA 1201] fortgeschrieben und präzisiert.

Die Sicherheitsspezifikationen enthalten alle für die Sicherheit der Anlage und ihres Betriebes notwendigen Betriebsordnungen und bedeutsamen Angaben und Maßnahmen sowie alle Angaben und Maßnahmen, die für die Beherrschung von Störungen und Störfällen erforderlich sind. Der Rahmenplan für die vorgesehenen Prüfungen (Prüfliste) an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen ist ebenfalls Bestandteil der Sicherheitsspezifikationen. Änderungen an den in den Sicherheitsspezifikationen enthaltenen Angaben bedürfen der Zustimmung durch die zuständige Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde.

Die Sicherheitsspezifikationen sind Bestandteil des Betriebshandbuchs. Die Prüfliste ist Bestandteil der Sicherheitsspezifikationen und nach der Regel [KTA 1201] Bestandteil des Betriebshandbuchs. Im Prüfhandbuch muss ein Verweis auf das Betriebshandbuch oder eine Kopie der Prüfliste enthalten sein.

### Festlegung von Grenzwerten und Bedingungen

Das wichtigste Arbeitsdokument für das Anlagenpersonal ist das Betriebshandbuch. Es enthält alle betriebstechnischen und sicherheitstechnischen Anweisungen, Grenzwerte und Bedingungen zu enthalten, die für den bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage und zur Beherrschung von Störungen und Störfällen erforderlich sind sowie Betriebsordnungen. Diese gelten für das gesamte im Kraftwerk tätige Personal. Aufbau und Inhalt des Betriebshandbuchs werden im kerntechnischen Regelwerk in Regel [KTA 1201] beschrieben.

Die Sicherheitsspezifikationen sind als eigenes Kapitel oder als einzelne, besonders gekennzeichnete Unterkapitel im Betriebshandbuch enthalten.

Die in den Sicherheitsspezifikationen enthaltenen 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 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 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 gegebenenfalls neue Abläufe gezielt einzuüben. Zeigt sich während des Betriebs, zum Beispiel infolge besonderer Vorkommnisse oder aufgrund neuer 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 Sicherheitsspezifika-

tion 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 unter anderem die folgenden Grundsätze von Bedeutung:

- ▶ Der Leiter der Anlage ist für den sicheren Betrieb verantwortlich. Bei dessen Abwesenheit geht die Verantwortung auf seinen Stellvertreter beziehungsweise 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 (organisatorisches Kongruenzprinzip).
- ▶ 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/Notfallhandbuch/ Prüfhandbuch

### Betriebshandbuch

Alle Kernkraftwerke besitzen ein Betriebshandbuch. Aufbau und Inhalt des Betriebshandbuches sind in der Regel [KTA 1201] festgelegt. Das Betriebshandbuch enthält alle betriebstechnischen und sicherheitstechnischen Regelungen, darunter alle Sicherheitsspezifikationen, die für den bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage und zur Beseitigung von Störungen und Beherrschung von Störfällen erforderlich sind (operativer Teil des Betriebshandbuches) sowie in einem Anhang die Auflistungen, Unterlagen und ergänzenden Regelungen, die Grundlagen des operativen Teils des Betriebshandbuches sind, sowie diesen Teil ergänzen oder erläutern. Sicherheitsspezifikationen sind im Betriebshandbuch als solche explizit gekennzeichnet (SSp).

Die Anforderungen an das Betriebshandbuch wurden mit der Überarbeitung der Regel [KTA 1201] aktualisiert. 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, die Prüfliste (Teil der SSp) und die Kriterien für meldepflichtige Ereignisse an die Aufsichtsbehörde (sind alle Teil der SSp) sowie Ablaufbeschreibungen einschließlich Handlungsanweisungen für die Fahrweisen des normalen und anomalen Betriebs.
- ▶ *Wesentliche Inhalte sind*
  - ▶ *Voraussetzungen und Bedingungen zum Betrieb (SSp)*  
In diesem Teil des Betriebshandbuches sind alle Anordnungen, Auflagen der Behörden zum Betrieb der Anlage, sofern die kerntechnische Sicherheit berührt ist, sowie Festlegungen zum Leistungs- beziehungsweise Nichtleistungsbetrieb der Anlage aufgeführt.

- ▶ *Sicherheitstechnisch wichtige Grenzwerte (SSp)*  
In diesem Teil des Betriebshandbuches sind alle Grenzwerte aufgeführt, die selbstmeldend in der Warte angezeigt werden.
- ▶ *Prüfliste (SSp)*  
In dieser Liste sind alle wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnischen Systemen und Anlagenteilen aufgelistet.
- ▶ *Kriterien über meldepflichtige Ereignisse (SSp)*  
In diesem Teil des Betriebshandbuches sind die Kriterien für meldepflichtige Ereignisse nach AtSMV aufgelistet.
- ▶ *Normalbetrieb*  
Dieser Abschnitt enthält die Handlungsanweisungen für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb bei funktionsfähigem Zustand der Systeme.
- ▶ *Anomaler Betrieb*  
Dieser Abschnitt enthält alle automatischen und manuell einzuleitenden Maßnahmen, die bei Ereignissen des anomalen Betriebes einzuleiten sind.
- ▶ *Störfälle*  
Dieser Teil des Betriebshandbuches enthält die zustandsorientierte (schutzzielorientierte) sowie die ereignisorientierte Störfallbehandlung. Es enthält eine Beschreibung der einzuhaltenden Schutzziele sowie alle automatisch ablaufenden oder manuell durchzuführenden Maßnahmen bei Störfällen im Leistungs- oder Nichtleistungsbetrieb. Ein Störfalleitschema unterstützt die Entscheidung zur Störfallbehandlungsprozedur. Kann ein Schutzziel nicht eingehalten werden, ist der Übergang zu Notfallmaßnahmen (Notfallhandbuch) beschrieben (Teil der SSp).
- ▶ *Betrieb der Systeme*  
In diesem Teil sind für alle Systeme die Betriebsvorgänge in Handlungsanweisungen beschrieben, wobei von festgelegten Ausgangsbedingungen oder Betriebszuständen auszugehen ist (Ergänzung durch Übersichtspläne, Diagramme, Hinweise) sowie Absicherungsschemata für die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten (Normalbetriebswerte, vorgelagerte und auslösende Grenzwerte) angegeben.
- ▶ *Stör- und Gefahrenmeldungen*  
In diesem Teil sind alle Stör- und Gefahrenmeldungen und die zugehörigen automatischen oder von Hand auszulösenden Maßnahmen systembezogen gegliedert dargestellt.

Im Anhang zum Betriebshandbuch sind unter anderem die Zusammenhänge zwischen den Genehmigungsunterlagen und den Regelungen des Betriebshandbuches aufgezeigt. Insbesondere betrifft dies die sicherheitstechnisch wichtigen Parameter und

Grenzwerte, die sowohl Basis als auch Ergebnis der kernphysikalischen, thermohydraulischen und verfahrenstechnischen Auslegungsrechnungen sind. Außerdem enthalten die Anhänge des Betriebshandbuchs aktuelle Systempläne der Anlage. Ferner werden Unterlagen aufgelistet, die in den vorherigen Unterpunkten nicht enthalten sind, deren Inhalt aber für den Betrieb relevant ist (zum Beispiel Chemiehandbuch) und deshalb fortgeschrieben werden muss.

Das Betriebshandbuch wird durch einen Revisionsdienst auf aktuellem Stand gehalten. Das Exemplar in der Anlagenwarte enthält zusätzlich auch alle in Bearbeitung befindlichen Änderungseinträge.

### Notfallhandbuch

Die Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen zur Bewältigung eventueller Notfälle sind im Notfallhandbuch festgelegt. Aufbau und Inhalt des Notfallhandbuches sind in der Regel [KTA 1203] festgelegt. Es enthält die organisatorischen Regelungen und Handhabungsanweisungen zum anlageninternen Notfallschutz.

Die Regelungen im Notfallhandbuch dienen dazu, ein situationsgerechtes Handeln des Betriebspersonals zu ermöglichen. Es werden Maßnahmen beschrieben, die im Fall auslegungsüberschreitender Ereignisse ergriffen werden können, um das Ereignis zu beherrschen oder seine Folgen zu begrenzen. Festlegungen zum Betriebshandbuch und der Übergang ins Notfallhandbuch sowie auch vom Notfallhandbuch zurück ins Betriebshandbuch sind in der Regel [KTA 1201] getroffen. Außerdem sind Organisations-, Aufgaben- und Tätigkeitsbeschreibungen, Unterlagen und Hilfsmittel, die zur Bewältigung eines auslegungsüberschreitenden Ereignisablaufes als erforderlich angesehen werden, zusammengestellt.

Im organisatorischen Teil des Notfallhandbuchs sind Festlegungen zur Aufbauorganisation für den Notfall getroffen, wobei die Verantwortlichkeiten und Zuständigkeiten gemäß PBO (personelle Betriebsorganisation) einzuhalten sind. Verweise auf das Betriebshandbuch sind zulässig.

Das Notfallhandbuch ist zustandsorientiert aufgebaut. Im Bedarfsfall können ereignisorientierte Maßnahmen ergänzt werden. Die Kapitel der Notfallmaßnahmen sind vorzugsweise entsprechend den Schutzzielen gegliedert.

Die Notfallmaßnahmen enthalten das Ziel der Maßnahme, Kriterien für die Auswahl der Notfallmaß-

nahme, Einsatzfälle, systemtechnische Voraussetzungen, Personalbedarf, Tätigkeitsort, Hilfsmittel und Zeitbedarf, Karenzzeiten, die erwartete Wirksamkeit, die Beschreibung der Maßnahme und die Wirksamkeitskontrolle.

### 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 wird der Aufbau des Prüfhandbuches beschrieben und Erläuterungen zum Aufbau der Prüfliste und der Prüfanweisungen gegeben. Des Weiteren sind die Vorgehensweise bei der Beteiligung von Sachverständigen, die Organisation der Prüfdurchführung und -bewertung sowie Verhaltensregeln zur Einhaltung der Prüfanweisungen, Toleranzbereiche der Prüfintervalle und Vorgehensweisen zur Änderung des Prüfhandbuches dargestellt.

In der Prüfliste sind alle sicherheitstechnisch wichtigen wiederkehrenden Prüfungen aufgeführt. Sie enthält den Prüfgegenstand, die Prüffart, den Prüfumfang, die eindeutige Bezeichnung der Prüfanweisung, das Prüfintervall oder den Prüfanlass sowie den Betriebszustand der Anlage bei der Prüfung. Die Prüfliste ist Bestandteil der Sicherheitspezifikationen und nach der Regel [KTA 1201] Bestandteil des Betriebshandbuchs.

Die Prüfanweisungen bestehen nach der Regel [KTA 1202] jeweils aus folgenden Angaben:

- ▶ Bezeichnung der Prüfanweisung
- ▶ Prüfgegenstand
- ▶ Prüfgrundlage (zum Beispiel Genehmigungsaufgabe)
- ▶ Prüffart
- ▶ Prüfziel
- ▶ Prüfumfang
- ▶ Prüfverfahren
- ▶ Hilfsmittel und Unterlagen
- ▶ Prüfvoraussetzungen
- ▶ Prüfdurchführung
- ▶ Protokollierung
- ▶ Herstellung des Endzustands nach Abschluss der Prüfung

## 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.

Als Instandhaltung wird die Gesamtheit der Maßnahmen zur Bewahrung und Wiederherstellung des Soll-Zustands sowie zur Feststellung und Beurteilung des Ist-Zustands (einschließlich wiederkehrender Prüfung) bezeichnet. Die Instandhaltung gliedert sich in die Vorbeugende Instandhaltung mit den zugehörigen Elementen Inspektion und Wartung, sowie Instandsetzung (Reparatur). Prozessuale Anforderungen an die „Instandhaltung“ sind in der Regel [KTA 1402], Kapitel 5, enthalten

Im Einzelnen werden in der Instandhaltungsrichtlinie und der Regel [KTA 1402] Vorgaben für die Arbeitsschritte von der Planung der Maßnahme über deren Durchführung bis hin zum Wiederherstellen der Betriebsbereitschaft und der Dokumentation vorgegeben. Das Verfahren regelt auch die zu treffenden Qualitätssicherungsmaßnahmen. 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 bis 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 Prüfkonzepte, bedingt durch fehlende Zugänglichkeit, technische Einschränkungen oder unzureichende Aussagekraft der Prüfergebnisse im Hinblick auf den Anforderungsfall wurden durch Änderungen der Komponenten, Prüftechniken oder Prüfabläufe soweit technisch möglich beseitigt.

In den letzten Jahren haben probabilistische Methoden die ingenieurmäßigen Betrachtungen zunehmend ergänzt.

In Einzelfällen wurden Vorgaben auf Basis der Betriebserfahrungen unter Berücksichtigung probabilistischer Überlegungen überprüft und modifiziert, zum Beispiel festgelegte Prüfumfänge an Dampferzeugerheizrohren.

## Einbindung des Personals

Nach Darstellung der Betreiber herrscht in den Fachabteilungen deutscher Anlagen unter den Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern ein sehr hohes Maß an Eigenverantwortung. Jedem Techniker/Ingenieur wird eine Systemverantwortung beziehungsweise 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 (indexcards, pocketbooks). 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 Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter.

Die MARKER sind ein Instrument, um Werte, Leitlinien und Ziele sowie die internen und externen

Prozesse und Vorschriften in praktisches Handeln zu übertragen. Sie sind eine Unterstützung, um erprobte Methoden bewusst und richtig anzuwenden, Fehlhandlungen zu vermeiden und aus Fehlern zu lernen. 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. Eine wichtige Rolle hierbei spielt die kritisch hinterfragende Grundhaltung als Zeichen der Mitverantwortung für den sicheren Betrieb der Anlagen. 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 professionellen Arbeitsabläufen geschehen, Fehlerquellen und Schwachpunkte in jedem noch so guten System auftreten. Entscheidend ist es, eine Blame-free-Sicherheitskultur zu schaffen, in der die Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter solche Fehler ohne eigenen Schaden oder Benachteiligungen melden können und daraus ein Erfahrungsrückfluss für die gesamte Organisation und anlagenübergreifend abgeleitet wird. Die konsequente Meldung, Erfassung und Auswertung aller Betriebserfahrungen trägt wesentlich zur Verbesserung der Sicherheit der Anlagen bei. 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 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 zum Beispiel zu Anlagendaten, zur Dokumentation von Instandhaltungsvorgängen und Änderungen in der Anlage, zur Ersatz- und Reserveteilhaltung, auf die direkt zurückgegriffen werden kann, so dass das Personal durch eine bedarfs- und praxisgerechte Bereitstellung von Informationen bei der Entscheidungsfindung unterstützt wird.

In den deutschen Anlagen ist ein prozessorientiertes integriertes Managementsystem (IMS) entsprechend der Regel [KTA 1402] umgesetzt. Das IMS ermöglicht die effiziente und transparente Planung, Ausführung, Überprüfung sowie ständige Verbesserung von Aufbau, Organisation und Struktur zur Gewährleistung eines sicheren, umweltgerechten und wirtschaftlichen Betriebes. Es beinhaltet verschiedene einzelne Teil-Managementsysteme, so zum Beispiel zur nuklearen Sicherheit, zur Qualitätssicherung, zum Umweltschutz sowie zum Arbeits- und Gesundheitsschutz. Außerdem beinhaltet dieses System Informationen über Human Resources, IT-Management und Controlling.

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 (2iii) 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 zum Beispiel 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 zum Beispiel Änderungsverfahren, Instandhaltungsmaßnahmen, Untersuchungen infolge meldepflichtiger

Ereignisse) kann ein Einblick in die personell-organisatorischen Abläufe gewonnen werden. Im Bereich des Strahlenschutzes wird zum Beispiel 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

In § 7 Absatz 2, Nummer 3 AtG [1A-3] wird 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 Betrieb, Störfälle, Unfälle und radiologische 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 im Leistungs- oder Nichtleistungsbetrieb) hat zwar Einschränkungen zur Folge (zum Beispiel die Absenkung der Reaktorleistung bei Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe), der Betrieb der Anlage muss jedoch nicht aus sicherheitstechnischen Gründen unterbrochen werden. Die Störungen werden durch automatisierte oder manuelle Eingriffe gemäß den Spezifikationen normalisiert. Hingegen kann bei Störfällen der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden. Störungen werden im Betriebshandbuch Teil 2 behandelt.

### Störfälle

Für die im Genehmigungsverfahren betrachteten Störfälle sind an den jeweiligen Ablauf angepasste detaillierte Prozeduren für das Schichtpersonal festgelegt. Diese sind im Betriebshandbuch in Teil 3 enthalten.

Die Prozeduren zur Störfallbeherrschung können schutzzielorientiert oder ereignisorientiert durchgeführt werden. Die schutzzielorientierte Vorgehensweise kann alleine oder in Kombination mit der ereignisorientierten Vorgehensweise erfolgen. Die Entscheidung, welches der beiden Verfahren in welcher Weise bei Eintritt eines Störfalles anzuwenden ist, erfolgt anhand des Störfall-Leitschemas. Es regelt ebenso den Übergang vom ereignisorientierten zum schutzzielorientierten Teil sowie den Übergang zu den Notfallmaßnahmen (Übergang von Betriebshandbuch zu Notfallhandbuch) bei Gefährdung des Schutzzieles.

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

- ▶ Störfalleitschema
- ▶ Kontrolle der Schutzzielkriterien
- ▶ Störfallentscheidungsbaum
- ▶ schutzzielorientierte Störfallbehandlung
- ▶ ereignisorientierte Störfallbehandlung

Für den Fall des Auftretens eines Ereignisses, das eine Reaktorschnellabschaltung zur Folge hat, wird das Störfalleitschema verwendet, welches das Vorgehen des Schichtpersonals festlegt. Teilweise existieren in einigen Anlagen weitere Kriterien zum Einstieg ins Störfalleitschema (zum Beispiel 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 wird durch das Personal ergänzend das Notfallhandbuch mit Notfallentscheidungsbäumen und Notfallprozeduren herangezogen. Der Übergang von der Störfallbehandlung zu den Notfallprozeduren ist im Unterkapitel „Schutzzielorientiertes Vorgehen“ (Störfall-Leitschema) 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 nach der Regel [KTA 1201]:

- ▶ Beschreibung der einzuhaltenden Schutzziele und der schutzzielübergreifenden Hilfsfunktionen
- ▶ Strategie für das Vorgehen zur Einhaltung der Schutzziele
- ▶ Beschreibung konkreter Maßnahmen mit der Vorgabe einer systematischen Vorgehensweise zu

deren Abarbeitung und mit Angaben zur Mindestwirksamkeit dieser Maßnahmen

- ▶ Angaben zur Kontrolle der Wirksamkeit der Maßnahmen mit Angabe der Anlagenparameter, deren Einhaltung besonders überwacht werden muss
- ▶ Beschreibung des Übergangs vom Betriebshandbuch in die entsprechenden Notfallmaßnahmen, Kriterien für den Übergang ins Notfallhandbuch dürfen nicht identisch sein mit den Kriterien, nach denen der Übergang in den schutzzielorientierten Bereich des Betriebshandbuch erfolgt
- ▶ 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 (zum Beispiel 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.

In den ereignisorientierten Prozeduren sind folgende Informationen enthalten [KTA 1201]:

- ▶ Kriterien zum Erkennen des Anlagenzustandes oder des Ereignisses (zum Beispiel Störfall-Entscheidungsbaum)
- ▶ Nennung der sicherheitstechnisch wichtigen, automatisch ablaufenden Maßnahmen
- ▶ Nennung der wesentlichen, zur Beherrschung des Störfalls erforderlichen, von der Schichtgruppe manuell einzuleitenden Maßnahmen
- ▶ Angaben zur Kontrolle der Wirksamkeit der Maßnahmen mit Angabe der Anlagenparameter, deren Einhaltung besonders überwacht werden muss

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

## Notfälle

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. Entsprechend dem nationalen „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“<sup>34</sup> wurden beziehungsweise werden in den deutschen Kernkraftwerken ergänzende Kommunikationsmittel nachgerüstet. Neben dem Krisenstab auf der Anlage wird beim Hersteller der Anlagen (AREVA) 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 stehen in deutschen Anlagen jeweils Notsteuerstellen für bestimmte auslegungsüberschreitende Ereignisse zur Verfügung. Die Besetzung der Notsteuerstelle, die gegen Einwirkungen von außen geschützt ist, ist je nach Ereignis innerhalb von bis zu zehn Stunden infolge der automatischen ablaufenden Maßnahmen des Notstands-systems in der Anfangsphase eines Ereignisses oder Störfalles erforderlich. Die Notsteuerstelle kann auch in bestimmten Betriebsfällen und bei Auslegungsstörfällen zusätzlich genutzt werden. Überlegungen zur Zugänglichkeit der Notsteuerstelle bei stark beschädigter Infrastruktur werden derzeit durchgeführt.

Die Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) vom 26./27. September 2012 (450. RSK-Sitzung) zur Robustheit deutscher Kernkraftwerke basiert auf postulierten Ausfällen. Die Verbesserungsempfehlungen betreffen zum Beispiel:

- ▶ die Zugänglichkeit, Funktionsfähigkeit, Verfügbarkeit einer Ausweichstelle während und nach naturbedingten äußeren Einwirkungen (EVA)
- ▶ die Verfügbarkeit von Drehstrom zur Wiederherstellung und Absicherung vitaler Sicherheitsfunktionen
- ▶ die Überprüfung des Notfallschutzkonzeptes in Bezug auf erweiterte Einspeisemöglichkeiten zur Kühlung der Brennelemente und der Gewährleistung der Unterkritikalität (zum Beispiel EVA-geschützte Vorhaltung mobiler Pumpen und sonstigem Einspeiseequipment, nach EVA verfügbare Wasserentnahmestellen, zusätzliche Wasser-Einspeisemöglichkeiten für Dampferzeuger, Reaktor-kühlsystem, Kondensationskammer und Reaktor-sicherheitsbehälter)
- ▶ die Absicherung der gefilterten Containmentdruckentlastung bei oder nach der Bemessungs-EVA und bei Station Blackout, so dass die Maßnahmen mehrfach durchführbar werden
- ▶ die Verbesserung des Notfallschutzkonzeptes für die Brennelement-Nasslagerung (zum Beispiel Wasser-Einspeisemöglichkeiten ohne Betreten von Raumbereichen mit hohem Gefährdungspotenzial, Absicherung der Verdampfungskühlung)

Die Absicherung der vitalen Sicherheitsfunktionen beinhaltet nicht nur die Ertüchtigung der vorhandenen Sicherheits- und Notstandsfunktionen, sondern auch die Ertüchtigung und Erweiterung von Hilfsfunktionen. Hierbei sollen auch für den langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb zeitweise Überlagerungen der Betriebszustände mit einem Erdbeben berücksichtigt werden (zum Beispiel veränderte Masseverteilungen und Sicherheitssysteme, die im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb nur eingeschränkt zur Verfügung stehen usw.).

In Bezug auf Einwirkungen von innen (EVI) und von außen (EVA) soll überprüft werden, ob, und wenn ja, welche Verbesserungen zur Vermeidung von sogenannten „Cliff Edge“-Effekten (abrupte Verschlechterung des Ereignisablaufes) durchgeführt werden können. Dies betrifft unter anderem Maßnahmen bezüglich einer auslegungsüberschreitenden Ringraumüberflutung oder eines Lastabsturzes.

34 „Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima“, BMU, 31. Dezember 2012

Zusätzlich zu dem vorhandenen Notfallhandbuch sollen Severe Accident Management Guidelines (SAMG) für den Krisenstab bereitgestellt werden.

## Behördliche Überprüfung

Ein Element der atomrechtlichen Aufsicht über die Kernkraftwerke ist die Behandlung von Ereignissen. Eine wichtige Gruppe von Ereignissen sind die meldepflichtigen Ereignisse (ME). 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 Sachverständigen 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 unabhängiger Sachverständigenorganisationen. 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 entsprechende Sachverständigenorganisation jederzeit erreichbar und einsatzbereit ist. Diese Verfügbarkeit ist vertraglich geregelt.

### Interne technische Unterstützung

Der für den Anlagenbetrieb unmittelbar zuständige Fachbereich Produktion beziehungsweise Betrieb wird gemäß der in deutschen Kernkraftwerken überwiegend vorhandenen Organisationsstruktur durch Service-Einheiten zum Beispiel 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 Mitarbeiterinnen und 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 Sicherheitsnachweise aufwändige Analysen erforderlich, so greifen die Betreiber auf den Service der Hersteller (AREVA 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. Die Regel [KTA 1402] fordert unter anderem, dass für Aufgaben, die den sicheren Betrieb betreffen und extern vergeben werden, sicherzustellen ist, dass die für die Aufgabe verantwortliche Organisationseinheit die vergebenen Arbeiten mit der entsprechenden fachlichen Kompetenz beurteilen und kontrollieren kann.

Wartung und Instandsetzung der Komponenten sind im Lieferservice zumeist inbegriffen. Um Terminüberschneidungen für die hoch spezialisierten Firmen zu vermeiden, werden die Revisionstermine im nationalen Rahmen unter den Betreibern abgestimmt:

Die Dokumentation von anlagenspezifischen Daten (zum Beispiel Betriebs-, Anlagen-, und Konstruktionsdaten) obliegt den Betreibern. Die entsprechenden

Genehmigungsunterlagen (Betriebs-, Prüf- und Qualitätshandbücher) werden vom Anlagenpersonal gepflegt.

## Behördliche Aufsicht

Das in Deutschland gewachsene System (→ Artikel 8) der kerntechnischen Aufsicht mit der Verteilung der Aufgaben auf den Bund und die Länder wird auch durch die hohe Aufsichtsdichte der hinzugezogenen Sachverständigen bestimmt. Durch diese hohe Aufsichtsdichte wird erreicht, dass die Aufsichtsbehörden und deren Sachverständigen eine hohe Detailkenntnis der zu überwachenden Anlagen besitzen. Die aufsichtlichen Maßnahmen der Landesbehörden 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 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bearbeitet darüber hinaus generische und international sicherheitstechnisch bedeutsame Fragestellungen und wird dabei unterstützt durch Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), RSK, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) und andere Sachverständigenorganisationen. Diese intensive Aufsicht 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. In 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 Kilowatt 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 Ereignisse wie unerwartete Beeinträchtigungen von Sicherheitseinrichtungen, zum Beispiel 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 Klassifizierung meldepflichtiger Ereignisse erfolgt mit Hilfe von Meldekriterien. Sie untergliedern sich in einen radiologischen Teil, der für alle kerntechnischen Einrichtungen gemeinsam ist, sowie in getrennte technische Teile für Kernkraftwerke, für die Anlagen der Kernbrennstoffver- und -entsorgung, für die Forschungsreaktoren, für die in Stilllegung befindlichen kerntechnischen Anlagen und für die Aufbewahrung von abgebrannten Brennelementen. Zu den Meldekriterien liegen separate Erläuterungen für die Anwendung in den entsprechenden kerntechnischen Einrichtungen vor.

In den letzten Jahren wurde die AtSMV einschließlich der Anhänge mit den Meldekriterien für die Kernkraftwerke überarbeitet und konkretisiert. Die letzte Überarbeitung der Meldekriterien der AtSMV erfolgte 2010 und trat mit der 1. Verordnung zur Änderung der AtSMV am 1. Oktober 2010 in Kraft. Die Erläuterungen zu den Meldekriterien der geänderten AtSMV befinden sich noch in Bearbeitung.

Die schriftliche Meldung des Ereignisses an die Aufsichtsbehörde erfolgt mittels eines amtlichen Meldeformulars. Es enthält das meldepflichtige Ereignis nach § 8 Absatz 1, Satz 1, Nummer 1 bis 4, dessen Ursachen und Auswirkungen, die Behebung der Auswirkungen sowie Vorkehrungen gegen Wiederholung. 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 anhand der Meldekriterien auf Grundlage einer ersten ingenieurtechnischen Einschätzung der Ereignisursache einer

oder mehreren Meldekategorien zugeordnet. Dieses Vorgehen berücksichtigt insbesondere, 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. Meldungen der Kategorie S sind sofort telefonisch und schriftlich mittels fernmeldemäßiger Übertragung zu melden und spätestens 5 Werktagen nach der Kenntnis eine Ergänzung und erforderlichenfalls eine Berichtigung der Meldung mittels Meldeformular vorzunehmen.

### 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 zeitnah geklärt und gegebenenfalls in angemessener Frist behoben werden muss. In der Regel handelt es sich dabei um sicherheitstechnisch potenziell – aber nicht unmittelbar – signifikante Ereignisse. Meldungen der Kategorie E sind der Aufsichtsbehörde spätestens 24 Stunden nach Kenntnis telefonisch und schriftlich mittels fernmeldemäßiger Übertragung und spätestens 5 Werktagen nach der Kenntnis eine Ergänzung und erforderlichenfalls eine Berichtigung der Meldung mittels Meldeformular mitzuteilen.

### Kategorie N

(Normalmeldung – Meldefrist: innerhalb von 5 Werktagen mittels Meldeformular)

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 von größeren Störungen zu erkennen.

### Kategorie V

(Vor Inbetriebnahme – Meldefrist: innerhalb von 10 Werktagen mittels Meldeformular)

Der Kategorie V sind Ereignisse zuzuordnen, die vor der Inbetriebnahme der Anlage auftreten und über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf den späteren sicheren Betrieb der Anlage informiert werden muss.

Inhaltlich untergliedert sich das Meldeformular in die folgenden vier Teile:

- ▶ allgemeine Angaben zur Anlage und zum Ereignis
- ▶ Angaben zu Ursachen und Auswirkungen
- ▶ die Beschreibung der Maßnahmen zur Behebung der Auswirkungen
- ▶ Beschreibung der Vorkehrungen gegen Wiederholung

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 BMU und parallel dazu der zentralen Erfassungsstelle, dem BfS und der GRS, der für das BMU tätigen Sachverständigenorganisation. Durch das BfS wird die Einstufung des Ereignisses nochmals auf Bundesebene überprüft. Können in-

nerhalb 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, spätestens jedoch nach zwei Jahren. Die endgültigen Meldungen werden wieder sowohl an das BMU, das BfS als auch an die GRS weitergeleitet.

Meldepflichtige Ereignisse werden von den Betreibern, Behörden, Sachverständigen und teilweise von Herstellern 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.

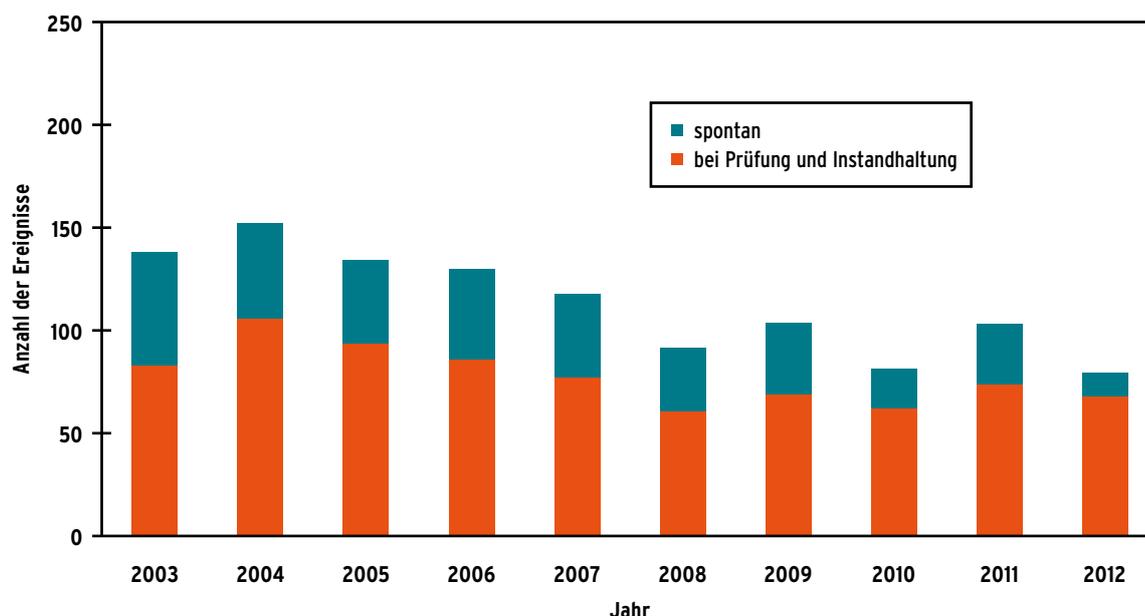
**Tabelle 19-1: Anzahl meldepflichtiger Ereignisse pro Jahr aus Kernkraftwerken nach Meldekategorien**

Jahr	Anzahl	Meldekategorien			INES-Stufen		
		S	E	N	0	1	2
2003	138	0	0	138	135	3	0
2004	152	0	6	146	145	7	0
2005	134	0	2	132	134	0	0
2006	130	0	4	126	129	1	0
2007	118	0	4	114	116	2	0
2008	92	0	4	88	91	1	0
2009	104	0	2	102	104	0	0
2010	81	0	4	77	80	1	0
2011	103	0	0	103	103	0	0
2012	79	0	0	79	79	0	0

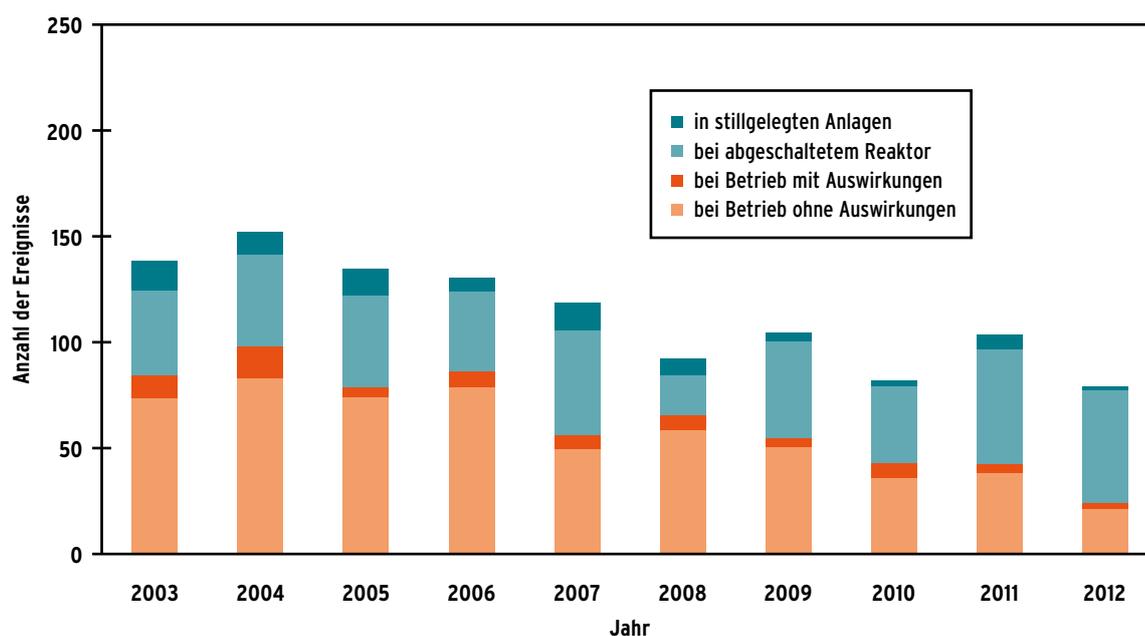
Die Abbildungen 19-1 und 19-2 zeigen diese Ereignisse nach Art des Auftretens, spontan oder Erkennung bei Prüfung beziehungsweise Instandhaltung, sowie nach dem Betriebszustand der Anlage bei Erkennung des Ereignisses und den Auswirkungen auf den Betrieb. Nachgemeldete Ereignisse und in eini-

gen Fällen nachträglich korrigierte Einstufungen gegenüber dem letzten CNS-Bericht sind in den Darstellungen bereits berücksichtigt. Die Abbildung 19-3 zeigt die Entwicklung der mittleren Anzahl der Reaktorschnellabschaltungen in den letzten zehn Jahren mit Darstellung ihrer wesentlichen Ursachen.

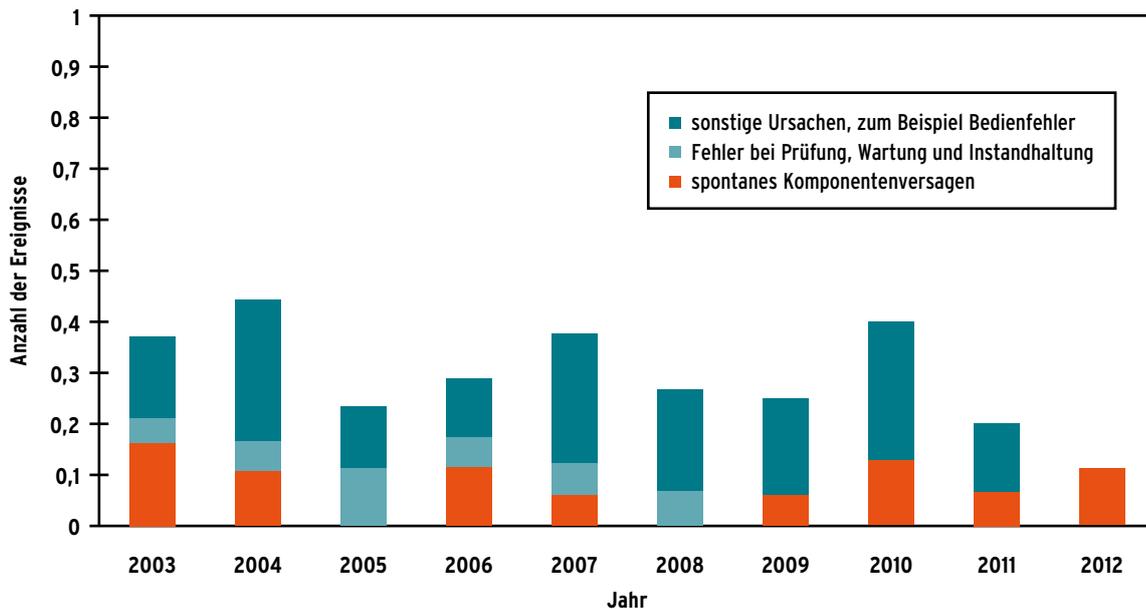
**Abbildung 19-1: Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Art des Auftretens**



**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

Das BFS informiert in vierteljährlichen Berichten alle atomrechtlichen Landesbehörden, Sachverständigen, Hersteller und Betreiber der Kernkraftwerke sowie in monatlichen und jährlichen Berichten 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 Landesbehörden, 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

Zusätzlich zum 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 gemäß 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 bei jeder Meldung die Richtigkeit der INES-Einstufung. Die endgültige Entscheidung der Klassifizierung wird durch das BMU und den INES-Officer getroffen. Im Auftrag des Bundes werden die Aufgaben des INES-Officers seit Einführung von INES von einem GRS-Mitarbeiter wahrgenommen.

### Behördliche Aufsicht

Die Vorgehensweise der behördlichen Aufsicht ergibt sich aus den Ausführungen in Kapitel 19 (iv) und (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 gegebenenfalls die Stellungnahme eines hinzugezogenen Sachverständigen 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 un-

ter Beteiligung des Sachverständigen 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 unter anderem vor, dass der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte an den Auswertungen

- ▶ 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 Anweisungen anlagenspezifisch festgelegt ist. Für die internen Ereignisse dienen die Informationen aus den einzelnen Instandhaltungsvorgängen, die entsprechend der Instandhaltungsordnung, die Teil des Betriebshandbuchs 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 fachspe-

zifischer 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 zum Beispiel 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 Zuverlässigkeitskennndaten 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) im Ausland. Von den einzelnen Anlagen aus erfolgt ein arbeitstäglicher 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 Erfahrungsstelle an die VGB-ZMA. Entsprechend vertraglicher Vereinbarung unterstützt AREVA die Betreiber seit 1989 bei der Auswertung der Ereignisse. Neben ausgewählten Ereignissen aus der VGB-ZMA-Datenbank greift AREVA auch auf GRS-Weiterleitungsnachrichten und IRS-Meldungen (siehe unten) zu. Es werden Übertragbarkeit und Relevanz für deutsche Anlagen geprüft. Schließlich berichtet AREVA 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“ (Stand: Dezember 2012) zu nennen. Hier werden konkrete Ereignisse und die daraus zu ziehenden Konsequenzen diskutiert. Die Kraftwerksleiter sind im Fachausschuss „Kernkraftwerksbetrieb“ organisiert, der sich hauptsächlich mit übergeordneten Themen beschäftigt. Für Fachspezialisten stehen jeweils gesonderte Arbeitskreise zur Verfügung, in denen spezifische 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 Fragestellungen 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 Er-

kenntnisse 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, gegebenenfalls 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 gegebenenfalls mit 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 weite-

ren 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 Bewertung der gemeldeten Ereignisse einschließlich der Einstufung durch, berichtet darüber monatlich dem BMU (Monatsberichte) und informiert in vierteljährlichen Berichten alle atomrechtlichen Landesbehörden, involvierte Sachverständigenorganisationen, Hersteller und Betreiber der Kernkraftwerke sowie auf der Internetseite des BfS in monatlichen und jährlichen Berichten 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. Hierzu werden auch regelmäßige Expertengespräche durchgeführt.

Neben der deutschen Betriebserfahrung ist die internationale Betriebserfahrung eine weitere wichtige Quelle des Erfahrungsrückflusses. Dazu beteiligt sich die Bundesrepublik Deutschland aktiv am International Reporting System on Operating Experiences (IRS) der IAEA und OECD/NEA. Die gemeldeten Ereignisse werden von der GRS im Auftrag des BMU systematisch auf eine mögliche Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen ausgewertet und in Monatsberichten zusammengestellt. Die Monatsberichte werden zusammen mit den Originalberichten des IRS an die Aufsichtsbehörden und Sachverständigenorganisationen der Länder und an die Betreiber und sonstigen zuständigen Institutionen gesandt. Die Betreiber prüfen diese Berichte zusätzlich auf mögliche Übertragbarkeiten auf ihre Anlagen.

## **Überprüfung der Übertragbarkeit**

Zu Ereignissen aus deutschen und ausländischen Kernkraftwerken, die sich im Rahmen der vertieften Untersuchungen als aktuell oder potenziell sicherheitstechnisch bedeutsam und auf andere Anlagen übertragbar herausstellen, erarbeitet die GRS im Auftrag des BMU Weiterleitungsnachrichten. Diese werden an die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden, die Sachverständigenorganisationen, die Betreiber, die Hersteller und andere Institutionen übermittelt. 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. In anlagenspezifischen Informationsrückflüssen berichten die Länder dem BMU über die Umsetzung der in der Weiterleitungsnachricht ausgesprochenen Empfehlungen. Die GRS sammelt den Informationsrückfluss zu den Weiterleitungsnachrichten und wertet sie im Hinblick auf zusätzliche Erkenntnisse aus. Diese Erkenntnisse werden wiederum dem oben genannten Empfängerkreis der Weiterleitungsnachrichten in Form eines in der Regel jährlichen Berichtes zur Verfügung gestellt.

Bei besonderen Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken werden von der GRS im Auftrag des BMU kurzfristig Stellungnahmen zur sicherheitstechnischen Bedeutung und zur möglichen Übertragbarkeit auf deutsche Kernanlagen angefertigt. Bei Ereignissen, die ein sofortiges Handeln erforderlich machen könnten, erfolgt eine direkte Information der atomrechtlichen Aufsichtsbehörden durch das BMU. Das BMU berichtet regelmäßig im Bund/Länderausschuss für Atomkernenergie, Arbeitskreis Aufsicht Reaktorbetrieb, über ausländische Ereignisse mit INES  $\geq$  Stufe 2.

Darüber hinaus führt die GRS im Auftrag des BMU generische Auswertungen der deutschen und internationalen Betriebserfahrungen durch und beteiligt sich an internationalen Datenaustauschprojekten der OECD/NEA zu spezifischen Fragestellungen, wie Gemeinsam Verursachte Ausfälle (GVA), Brand und Leckagen. Darin werden sicherheitstechnische Fragestellungen, 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 deren Umsetzung erfolgt durch die Betreiber. Zusätzlich betreibt die GRS eine Datenbank, in der generische Fragestellungen (national und international) gesammelt und die Bedeutung für deutsche Anlagen bewertet werden (GeSi-Datenbank).

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 dem Auffinden von Schwachstellen mit probabilistischen Methoden.

## Erfahrungsaustausch

Sowohl seitens der Betreiber als auch 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 IAEO-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 informiert die GRS umgehend den BMU.

Die Bundesländer werden vom BMU 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 Qualität der Sicherheitsbewertung gewährleisten.

## Programme zum Erfahrungsaustausch

Mit einigen Staaten (Frankreich, Niederlande, Österreich, Schweiz, 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. Seit dem 1. Juli 2005 ist die Abgabe abgebrannter Brennelemente aus Leistungsreaktoren an Anlagen zur Wiederaufarbeitung verboten, die Betreiber haben die abgebrannten Brennelemente bis zur Abgabe an ein Endlager zwischenzulagern. Die abgebrannten Brennelemente von Forschungsreaktoren werden in der Regel in das Ursprungsland ihrer Herstellung zur Entsorgung zurückgeführt. Soweit das nicht möglich ist, werden auch sie zur Verbringung in ein Endlager zwischengelagert.

## Lagerung abgebrannter Brennelemente

Die Lagerung der abgebrannten Brennelemente erfolgt zunächst in den Nasslagerbecken der Kernkraftwerke. Dabei sind die Unterkritikalität, die Kühlung und die Abschirmung 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 in 1998 der Betrieb eines bereits früher errichteten zusätzlichen Nasslagers im erdbebengeschützten Notstandsgebäude außerhalb des Reaktorgebäudes genehmigt.

## Anlagen im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb

Mit der 13. AtG-Novelle wurden acht Anlagen außer Betrieb genommen und befinden sich bis zur Erteilung der Stilllegungsgenehmigung im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb. In sieben Anlagen sind die Brennelemente in das Brennelement-Lagerbecken ausgelagert. In einer Anlage befinden

sich die Brennelemente im RDB. In einigen Anlagen werden bereits länger abgeklungene Brennelemente in das Standortzwischenlager ausgelagert, um das Brennstoffinventar im Brennelement-Lagerbecken gezielt zu verringern.

## Standort-Zwischenlager

Die Betreiber der Kernkraftwerke haben in den Jahren 1998 bis 2000 die Errichtung von Standort-Zwischenlagern beantragt (→ Tabelle 19-5). 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 Kernkraftwerkes hinaus bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers gelagert werden können. Die Betriebsdauer ist auf 40 Jahre ab Einlagerung des ersten Behälters beschränkt. Zwölf Standort-Zwischenlager sind genehmigt und in Betrieb.

**Tabelle 19-2: Standort-Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente**

Standort-Zwischenlager (SZL) bei Kernkraftwerk	Erteilung der 1. Genehmigung nach § 6 AtG	Masse SM [Mg]	Stellplätze gesamt (Ende 2012 belegt)	Baubeginn	Inbetriebnahme
SZL Biblis (bei KWB)	22.09.2003	1400	135 (51)	01.03.2004	18.05.2006
SZL Brokdorf (bei KBR)	28.11.2003	1000	100 (16)	05.04.2004	05.03.2007
SZL Brunsbüttel (bei KKB)	28.11.2003	450	80 (9)	07.10.2003	05.02.2006
SZL Grafenrheinfeld (bei KKG)	12.02.2003	800	88 (20)	22.09.2003	27.02.2006
SZL Grohnde (bei KWG)	20.12.2002	1000	100 (18)	10.11.2003	27.04.2006
SZL Gundremmingen (bei KRB)	19.12.2003	1850	192 (41)	23.08.2004	25.08.2006
SZL Isar (bei KKI)	22.09.2003	1500	152 (25)	14.06.2004	12.03.2007
SZL Krümmel (bei KKK)	19.12.2003	775	80 (19)	23.04.2004	14.11.2006
SZL Lingen (bei KKE)	06.11.2002	1250	125 (32)	18.10.2000	10.12.2002
SZL Neckarwestheim (bei GKN)	22.09.2003	1600	151 (41)	17.11.2003	06.12.2006
SZL Philippsburg (bei KKP)	19.12.2003	1600	152 (36)	17.05.2004	19.03.2007
SZL Unterweser (bei KKW)	22.09.2003	800	80 (8)	19.01.2004	18.06.2007
SZL Obrigheim (bei KWO)	beantragt 2005	100	15	-	-

## 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 (zum Beispiel zum Konzentrieren, Sortieren, Pressen und Verpacken) sind in allen Kernkraftwerken vorhanden. Dementsprechend werden zum Beispiel 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 (zum Beispiel In-Fass-Trocknungsanlagen für flüssige Konzentrate, fernbediente Unterwasser-Zerlegeeinrichtungen für mittelaktive Abfälle) verfügen und hierzu mit diesen Einrichtungen in die Kernkraftwerke kommen. Die Verbrennung brennbarer Abfälle und die Konditionierung (Zementierung) der entstehenden Aschen werden von Vertragsunternehmen in externen Anlagen durchgeführt. Die konditionierten Abfallgebände werden vom Kernkraftwerk zurückgenommen, entweder dort gelagert oder zu zentralen (externen) Zwischenlagern gebracht.

## 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 über die Aktivität und den Verbleib aller radioaktiven Abfälle Auskunft geben.

## Entsorgung

Deutschland ist Vertragspartei 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 Überprüfungs-konferenz im Mai 2012 berichtet.

## 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 Mikrosievert-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 entsprechend der deutschen Endlagerstrategie grundsätzlich zwischen Wärme entwickelnden und vernachlässigbar Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen.

## Artikel 19: Fortschritte und Veränderungen seit 2010

### KTA-Regelanpassung: Anforderung an die Qualitätssicherung und Dokumentation

Unter Berücksichtigung der Fortentwicklung des Erkenntnisstandes und der Betriebsanforderungen wurden die Festlegungen in der Regel [KTA 1401] zur Qualitätssicherung und in der Regel [KTA 1404] zur Dokumentation bei Bau und Betrieb von Kernkraftwerken überarbeitet.

Die Dokumentation in Kernkraftwerken wurde um die Themengebiete „Organisatorische Dokumentation“ und „Verfahrenstechnische Dokumentation“ erweitert.

Die überarbeiteten Fassungen (sogenannter Grün-druck) zu den Regeln [KTA 1401] und [KTA 1404] werden dem KTA im Laufe des Jahres 2013 zur Verabschiedung vorgelegt.

### Weitere KTA-Regeländerungen aufgrund von Betriebserfahrungen

Eine neue Regel zum Integrierten Managementsystem für den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken [KTA 1402] wurde im November 2012 beschlossen. In der KTA-Regel werden die grundsätzlichen Anforderungen (Prozessorientierung, integriertes Managementsystem sowie Überwachung, Bewertung und Verbesserung) an Managementsysteme und die Anforderungen bezüglich der Verantwortung und Aufgaben der Unternehmens- und Anlagenleitung definiert. Ein wichtiger Bestandteil dieser Regel sind die Anforderungen für den sicheren Betrieb. Darin werden Anforderungen an praktisch alle sicherheitsrelevanten Prozesse formuliert. Dazu gehören zum Beispiel

- ▶ Fahren der Anlage,
- ▶ Instandhaltung,
- ▶ Inbetriebsetzung nach Änderung der Anlage und des Betriebs, der Organisation, Anlagenüberwachung,
- ▶ Schutzanforderungen,
- ▶ Sicherungsmaßnahmen,
- ▶ Notfallschutz,
- ▶ Qualifikation und Schulung des Personals,
- ▶ Materialwirtschaft,
- ▶ Umgang mit radioaktivem Material,
- ▶ Erfahrungsrückfluss,
- ▶ Kommunikation,
- ▶ Abwicklung und Durchführung von Projekten sowie

- ▶ Sicherheitsüberprüfungen und -analysen.

Zum Alterungsmanagement wurde die Regel [KTA 1403] veröffentlicht.

In 2011 beziehungsweise 2012 wurden insgesamt 18 Regeländerungen beschlossen. Es handelt sich hierbei um die KTA-Regeln:

- ▶ [KTA 1301.1] Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken, Teil 1: Auslegung
- ▶ [KTA 1505] Nachweis der Eignung von festinstallierten Messeinrichtungen zur Strahlungsüberwachung; KTA-Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 1: Grundsätze
- ▶ [KTA 1507] Überwachung der Ableitungen radioaktiver Stoffe bei Forschungsreaktoren
- ▶ [KTA 2201.1] Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 1: Grundsätze
- ▶ [KTA 2201.2] Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 2: Baugrund
- ▶ [KTA 2201.4] Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 4: Anlagenteile
- ▶ [KTA 2502] Mechanische Auslegung von Brennelementlagerbecken in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren
- ▶ [KTA 3101.1] Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung
- ▶ [KTA 3101.2] Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme
- ▶ [KTA 3211.3] Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises, Teil 3: Herstellung
- ▶ [KTA 3211.4] Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises, Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung
- ▶ [KTA 3502] Störfallinstrumentierung
- ▶ [KTA 3506] Systemprüfung der Sicherheitsleittechnik von Kernkraftwerken
- ▶ [KTA 3605] Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren
- ▶ [KTA 3703] Notstromerzeugungsanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten in Kernkraftwerken,
- ▶ [KTA 3902] Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken
- ▶ [KTA 3903] Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken
- ▶ [KTA 3905] Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken

## Artikel 19: Zukünftige Aktivitäten

Mit der 13. AtG-Novelle und der daraus resultierenden Abschaltung von acht Reaktoren ergeben sich neue Fragestellungen bezüglich des langfristigen Nichtleistungsbetriebs/Nachbetriebs.

Derzeit laufen Untersuchungen, um das Ereignisspektrum von möglichen Störfällen für diesen langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb anzupassen und den notwendigen erforderlichen Systemumfang zur Gewährleistung der Schutzziele zu definieren. Hierbei werden auch aktuelle Erkenntnisse und Vorsorgemaßnahmen wie (zum Beispiel aus dem Reaktorunfall in Fukushima) und das neue Regelwerk mit einbezogen.

Darüber hinaus wird untersucht, ob ein für den langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb angepasstes Betriebshandbuch erstellt werden sollte. Darin wären insbesondere Fragestellungen bezüglich der Wartenbesetzung, der notwendigen Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen, der Prozeduren für Störungen und Störfälle und der Ausbildungsanforderungen (zum Beispiel Simulatorübungen usw.) zu behandeln.

Deutschland wird sich weiterhin aktiv an der Weiterentwicklung der Melde- und Auswertesysteme für Betriebserfahrung bei internationalen Organisationen beteiligen.

Nach einer Empfehlung der RSK vom September 2012 (450. RSK-Sitzung) soll die Robustheit deutscher Kernkraftwerke für postulierte Ausfälle verbessert werden. Dies betrifft zum Beispiel

- ▶ die Zugänglichkeit, Funktionsfähigkeit, Verfügbarkeit einer Ausweichstelle während und nach naturbedingten äußeren Einwirkungen (EVA),
- ▶ die Verfügbarkeit von Drehstrom zur Wiederherstellung und Absicherung vitaler Sicherheitsfunktionen,
- ▶ die Überprüfung des Notfallschutzkonzeptes in Bezug auf erweiterte Einspeisemöglichkeiten zur Kühlung der Brennelemente und der Gewährleistung der Unterkritikalität (zum Beispiel EVA-geschützte Vorhaltung mobiler Pumpen und sonstigem Einspeiseequipment, nach EVA verfügbare Wasserentnahmestellen, zusätzliche Wasser-Einspeisemöglichkeiten für Dampferzeuger, Reaktorkühlsystem, Kondensationskammer und Reaktorsicherheitsbehälter),
- ▶ die Absicherung der gefilterten Containmentdruckentlastung bei oder nach der Bemessungs-EVA und bei Station Blackout, so dass die Maßnahmen mehrfach durchführbar werden und
- ▶ die Verbesserung des Notfallschutzkonzeptes für die Brennelement-Nasslagerung (zum Beispiel Wasser-Einspeisemöglichkeiten ohne Betreten von Raumbereichen mit hohem Gefährdungspotenzial, Absicherung der Verdampfungskühlung).

Die Severe Accident Management Guidelines (SAMG) sollen als zusätzliche Unterlage für den Krisenstab bereitgestellt werden.

# ANHANG 1: KERNKRAFTWERKE

## Anhang 1-1a: Kernkraftwerke in Betrieb

	Kernkraftwerke in Betrieb Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Gesellschafter)	Typ Bruttoleistung MWe	Baulinie	a) Antragsdatum b) Erstkritikalität
1	<b>Grafenrheinfeld (KKG)</b> Grafenrheinfeld Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100 %	DWR 1345	3	a) 07.06.1973 b) 09.12.1981
2	<b>Gundremmingen B (KRB B)</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
3	<b>Grohnde (KWG)</b> 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
4	<b>Gundremmingen C (KRB C)</b> 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
5	<b>Philippsburg 2 (KKP 2)</b> Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 100 %	DWR 1468	3	a) 24.06.1975 b) 13.12.1984
6	<b>Brokdorf (KBR)</b> 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
7	<b>Isar 2 (KKI 2)</b> 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
8	<b>Emsland (KKE)</b> 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
9	<b>Neckarwestheim 2 (GKN 2)</b> Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 100 %	DWR 1400	4 Konvoi	a) 27.11.1980 b) 29.12.1988

## Anhang 1-1b: Mit 13. AtG-Novelle abgeschaltete Kernkraftwerke

	Abgeschaltete Kernkraftwerke Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Gesellschafter)	Typ Bruttoleistung MWe	Baulinie	a) Antragsdatum b) Erstkritikalität c) Abschaltdatum
1	<b>Biblis A (KWB A)</b> Biblis Hessen	a) RWE Power b) KWU c) RWE Power 100 %	DWR 1225	2	a) 11.06.1969 b) 16.07.1974 c) 06.08.2011
2	<b>Biblis B (KWB B)</b> Biblis Hessen	a) RWE Power b) KWU b) RWE Power 100 %	DWR 1300	2	a) 03.05.1971 b) 25.03.1976 c) 06.08.2011
3	<b>Neckarwestheim 1 (GKN 1)</b> Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 100 %	DWR 840	2	a) 02.04.1971 b) 26.05.1976 c) 06.08.2011
4	<b>Brunsbüttel (KKB)</b> 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 c) 06.08.2011
5	<b>Isar 1 (KKI 1)</b> Essenbach Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100 %	SWR 912	69	a) 25.06.1971 b) 20.11.1977 c) 06.08.2011
6	<b>Unterweser (KKU)</b> Esenshamm Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100 %	DWR 1410	2	a) 07.04.1971 b) 16.09.1978 c) 06.08.2011
7	<b>Philippsburg 1 (KKP 1)</b> Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 100 %	SWR 926	69	a) 20.02.1970 b) 09.03.1979 c) 06.08.2011
8	<b>Krümmel (KKK)</b> 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 c) 06.08.2011

## Anhang 1-2: Kernkraftwerke in Stilllegung

	Kernkraftwerke in Stilllegung Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller c) Betreiber Stilllegung	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
1	<b>Mehrzweckforschungs- reaktor (MZFR)</b> Eggenstein-Leopoldshafen Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerk Betriebsgesellschaft mbH b) Siemens/KWU c) Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Rückbau- und Entsorgungs-GmbH	Druckschwerwasserreaktor 57	a) 29.09.1965 b) 03.05.1984
2	<b>Rheinsberg (KKR)</b> Rheinsberg Brandenburg	a) Energiewerke Nord b) VEB Kernkraftwerksbau Berlin c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 70	a) 11.03.1966 b) 01.06.1990
3	<b>Gundremmingen A (KRB A)</b> Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk b) AEG/General Electric c) Kernkraftwerk Gundremmingen	SWR 250	a) 14.08.1966 b) 13.01.1977
4	<b>Atomversuchskraftwerk (AVR)</b> Jülich Nordrhein-Westfalen	a) Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor b) BBC/Krupp Reaktorbau (BBK) c) AVR	HTR 15	a) 26.08.1966 b) 31.12.1988
5	<b>Lingen (KWL)</b> Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerk Lingen b) AEG/KWU c) Kernkraftwerk Lingen	SWR 252	a) 31.01.1968 b) 05.01.1977
6	<b>Obrigheim (KWO)</b> Obrigheim Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) Siemens c) EnBW Kernkraft (EnKK)	DWR 357	a) 22.09.1968 b) 11.05.2005
7	<b>Würgassen (KWW)</b> Würgassen Nordrhein-Westfalen	a) E.ON Kernkraft b) AEG/KWU c) E.ON Kernkraft	SWR 670	a) 22.10.1971 b) 26.08.1994
8	<b>Stade (KKS)</b> Stade Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft	DWR 672	a) 08.01.1972 b) 14.11.2003
9	<b>Greifswald 1 (KGR 1)</b> Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 440	a) 03.12.1973 b) 18.12.1990
10	<b>Greifswald 2 (KGR 2)</b> Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 440	a) 03.12.1974 b) 14.02.1990
11	<b>Greifswald 3 (KGR 3)</b> Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 440	a) 06.10.1977 b) 28.02.1990

	Kernkraftwerke in Stilllegung Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller c) Betreiber Stilllegung	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
12	<b>Kompakte natriumgekühlte Reaktoranlage (KNK II)</b> 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
13	<b>Greifswald 4 (KGR 4)</b> Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 440	a) 22.07.1979 b) 02.06.1990
14	<b>Thorium-Hochtemperatur- reaktor (THTR 300)</b> 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
15	<b>Mülheim-Kärlich (KMK)</b> Mülheim-Kärlich Rheinland-Pfalz	a) RWE Power b) BBR c) RWE Power	DWR 1302	a) 01.03.1986 b) 09.09.1988
16	<b>Greifswald 5 (KGR 5)</b> Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau c) Energiewerke Nord	DWR (WWER) 440	a) 26.03.1989 b) 30.11.1989

### Anhang 1-3: Kernkraftwerke vollständig abgebaut und aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen

	Kernkraftwerke vollständig abgebaut und aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erstkritikalität b) Abschaltung c) Entlassung AtG
1	<b>Heißdampfreaktor (HDR)</b> Großwelzheim Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe b) AEG	Heißdampfreaktor 25	a) 14.10.1969 b) 20.04.1971 c) 14.05.1998
2	<b>Niederaichbach (KKN)</b> Niederaichbach Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe b) Siemens	Druckröhrenreaktor 106	a) 17.12.1972 b) 31.07.1974 c) 17.08.1994
3	<b>Versuchsatomkraftwerk (VAK)</b> Kahl Bayern	a) Versuchsatomkraftwerk Kahl b) AEG/General Electric	SWR 16	a) 13.11.1960 b) 25.11.1985 c) 17.05.2010

### Anhang 1-4: Eingestellte Kernkraftwerksprojekte

	Kernkraftwerksprojekte eingestellt Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	Stand
1	<b>Greifswald 6 (KGR 6)</b> Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	Projekt eingestellt
2	<b>Greifswald 7 (KGR 7)</b> Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	Projekt eingestellt
3	<b>Greifswald 8 (KGR 8)</b> Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	Projekt eingestellt
4	<b>SNR 300</b> Kalkar Nordrhein-Westfalen	a) Schnell-Brüter Kernkraftwerksgesellschaft b) INTERATOM/ BELGONUCLEAIRE/ NERATOOM	SNR 327	Projekt eingestellt 20.03.1991
5	<b>Stendal A</b> Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 1000	Projekt eingestellt
6	<b>Stendal B</b> Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 1000	Projekt eingestellt

## ANHANG 2: FORSCHUNGSREAKTOREN

## Anhang 2-1a: Forschungsreaktoren in Betrieb

	Forschungsreaktor Standort	Betreiber	Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ]	Erstkritikalität
1	<b>SUR</b> Stuttgart Baden-Württemberg	Universität Stuttgart Institut für Kernenergetik und Energiesysteme	SUR-100 100 mW < $5,6 \cdot 10^6$	24.08.1964
2	<b>FRMZ</b> Mainz Rheinland-Pfalz	Universität Mainz Institut für Kernchemie	Schwimmbad/TRIGA Mark II 0,1 MW < $4 \cdot 10^{12}$	03.08.1965
3	<b>SUR</b> Ulm Baden-Württemberg	Fachhochschule Ulm Labor für Strahlenmess- technik und Reaktortechnik	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	01.12.1965
4	<b>SUR</b> Hannover Niedersachsen	Universität Hannover Institut für Werkstoffkunde	SUR-100 100 mW < $6,3 \cdot 10^6$	09.12.1971 Kernbrennstoff entladen
5	<b>SUR</b> Furtwangen Baden-Württemberg	Fachhochschule Furtwangen	SUR-100 100 mW < $6 \cdot 10^6$	28.06.1973
6	<b>BER II</b> Berlin	Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie GmbH	Schwimmbad/MTR 10 MW < $1,5 \cdot 10^{14}$	09.12.1973
7	<b>AKR-2</b> Dresden Sachsen	Techn. Universität Dresden Institut für Energietechnik	SUR-Typ 2 W < $2,5 \cdot 10^7$	22.03.2005 (AKR-1: 28.07.1978)
8	<b>FRM-II</b> Garching Bayern	Techn. Universität München	Schwimmbad/Kompaktkern 20 MW < $8 \cdot 10^{14}$	02.03.2004

## Anhang 2-1b: Forschungsreaktoren endgültig abgeschaltet

	Forschungsreaktoren endgültig abgeschaltet Standort	Betreiber	Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung c) Status
1	<b>FRM</b> Garching Bayern	Techn. Universität München	Schwimmbad/MTR 4 MW $< 7 \cdot 10^{13}$	a) 31.10.1957 b) 28.07.2000 c) 14.12.1998 AS
2	<b>FRG-1</b> Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht GmbH	Schwimmbad/MTR 5 MW $< 1,4 \cdot 10^{14}$	a) 23.10.1958 b) 28.06.2010 c) AS in Erarbeitung
3	<b>FRG-2</b> 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
4	<b>SUR</b> Aachen Nordrhein-Westfalen	RWTH Aachen Institut für elektrische Anlagen und Energiewirtschaft	SUR-100 100 mW $< 1 \cdot 10^7$	a) 22.09.1965  In 2010 wurde ein AS und Abbau bei der zuständigen Genehmigungsbehörde eingereicht.

AS Antrag auf Stilllegung

## Anhang 2-2: Forschungsreaktoren in Stilllegung

	Forschungsreaktoren in Stilllegung Standort	Betreiber	Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung c) Status
1	<b>RFR</b> Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungs- technik 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	<b>FR-2</b> Karlsruhe Baden-Württemberg	Wiederaufarbeitungs-anlage Karlsruhe Rückbau- und Entsorgungs-GmbH	Tank-Typ/D <sub>2</sub> O-Reaktor 44 MW < $10^{14}$	a) 07.03.1961 b) 21.12.1981 c) 20.11.1996 SE
3	<b>FRJ-2 (DIDO)</b> Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Tank-Typ/D2O-Reaktor 23 MW < $10^{14}$	a) 14.11.1962 b) 02.05.2006 c) 20.09.2012 SG
4	<b>SUR</b> Berlin	Techn. 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
5	<b>FMRB</b> 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
6	<b>FRN</b> 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

TSG Teilstilllegungsgenehmigung  
SE Sicherer Einschluss  
SG Stilllegungsgenehmigung

### Anhang 2-3: Forschungsreaktoren, Stilllegung beendet beziehungsweise aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen

	Forschungsreaktoren, Stilllegung beendet bzw. aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen Standort	Betreiber	Typ therm. Leistung th. n-Fluss [ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
1	<b>FRF 1</b> Frankfurt Hessen	Johann Wolfgang Goethe Universität Frankfurt	Homogener Reaktor 10 kW < $10^{12}$	a) 10.01.1958 b) 19.03.1968
2	<b>BER I</b> Berlin	Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie GmbH	Homogener Reaktor 50 kW < $10^{12}$	a) 24.07.1958 b) 1972
3	<b>SAR</b> Garching Bayern	Technische Universität München	Argonaut 1 kW < $2,4 \cdot 10^{11}$	a) 23.06.1959 b) 31.10.1968
4	<b>SUA</b> Garching Bayern	Technische Universität München	Unterkritische Anordnung	a) 6/1959 b) 1968
5	<b>AEG Prüfreaktor</b> PR-10 Karlstein Bayern	Kraftwerk Union	Argonaut 180 W $2,5 \cdot 10^{10}$	a) 27.01.1961 b) 1976
6	<b>FRJ-1 (MERLIN)</b> Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Schwimmbad/MTR 10 MW < $10^{14}$	a) 24.02.1962 b) 22.03.1985
7	<b>SUR-M</b> Garching Bayern	Technische Universität München	SUR-100 100 mW < $6,3 \cdot 10^6$	a) 28.02.1962 b) 10.08.1981
8	<b>RRR</b> Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungs_ technik und Analytik Rossendorf (VKTA)	Argonaut 1 kW < $1,5 \cdot 10^{11}$	a) 16.12.1962 b) 25.09.1991
9	<b>STARK</b> Eggenstein-Leopoldshafen Baden-Württemberg	Karlsruher Institut für Technologie	Argonaut 10 W < $1,4 \cdot 10^8$	a) 11.01.1963 b) 3/1976
10	<b>SUR-DA</b> Darmstadt Hessen	Technische Hochschule Darmstadt	SUR-100 100 mW < $6,2 \cdot 10^6$	a) 23.09.1963 b) 22.02.1985
11	<b>ANEX</b> Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht	Kritische Anordnung 100 W < $2 \cdot 10^8$	a) 5/1964 b) 05.02.1975
12	<b>SUAK</b> Eggenstein-Leopoldshafen Baden-Württemberg	Karlsruher Institut für Technologie	Unterkritische Anordnung	a) 20.11.1964 b) 07.12.1978
13	<b>SUR-HH</b> Hamburg	Fachhochschule Hamburg	SUR-100 100 mW < $6,2 \cdot 10^6$	a) 15.01.1965 b) 8/1992
14	<b>SUR-KA</b> Eggenstein-Leopoldshafen Baden-Württemberg	Karlsruher Institut für Technologie	SUR-100 100 mW < $6,2 \cdot 10^6$	a) 07.03.1966 b) 9/1996
15	<b>SUR-KI</b> Kiel Schleswig-Holstein	Fachhochschule Kiel	SUR-100 100 mW < $6,2 \cdot 10^6$	a) 29.03.1966 b) 11.12.1997

	Forschungsreaktoren, Stilllegung beendet bzw. aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen Standort	Betreiber	Typ therm. Leistung th. n-Fluss [ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
16	<b>TRIGA HD I</b> Heidelberg Baden-Württemberg	Deutsches Krebsforschungszentrum	Schwimmbad/TRIGA Mark I 0,25 MW < $10^{13}$	a) 26.08.1966 b) 31.03.1977
17	<b>SNEAK</b> Eggenstein-Leopoldshafen Baden-Württemberg	Karlsruher Institut für Technologie	Homogener Reaktor 1 kW < $7 \cdot 10^6$	a) 15.12.1966 b) 11/1985
18	<b>ADIBKA (L77A)</b> Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Homogener Reaktor 100 W < $2,8 \cdot 10^8$	a) 18.03.1967 b) 30.10.1972
19	<b>AEG Nullenergie Reaktor</b> Karlstein Bayern	Kraftwerk Union	Tank-Typ/Kritische Anordnung 100 W < $10^8$	a) 6/1967 b) 1973
20	<b>SUR-HB</b> Bremen	Hochschule Bremen	SUR-100 100 mW < $6,2 \cdot 10^6$	a) 10.10.1967 b) 17.06.1993
21	<b>NS OTTO HAHN</b> Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht	DWR Schiffsreaktor 38 MW < $2,8 \cdot 10^{13}$	a) 26.08.1968 b) 22.03.1979
22	<b>RAKE</b> Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungs- technik und Analytik Rossendorf (VKTA)	Tank-Typ/Kritische Anordnung 10 W < $1 \cdot 10^8$	a) 03.10.1969 b) 26.11.1991
23	<b>KEITER</b> Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Kritische Anordnung 1 W < $2 \cdot 10^7$	a) 15.06.1971 b) 1982
24	<b>FRH</b> 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	<b>KAHTER</b> Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Kritische Anordnung 100 W < $2,2 \cdot 10^8$	a) 02.07.1973 b) 03.02.1984
26	<b>TRIGA HD II</b> Heidelberg Baden-Württemberg	Deutsches Krebsforschungszentrum	Schwimmbad/TRIGA Mark I 0,25 MW < $10^{13}$	a) 28.02.1978 b) 30.11.1999
27	<b>ZLFR</b> Zittau Sachsen	Hochschule Zittau/Görlitz Fachbereich Maschinenwesen	Tank-Typ/WWR-M 10 W < $2 \cdot 10^8$	a) 25.05.1979 b) 24.03.2005
28	<b>FRF 2</b> 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:**

**Störfälle und auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe (für DWR und SWR), die bei den im Berichtszeitraum durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen (→ Tabelle 14-1) gemäß PSÜ-Leitfaden [3-74.1] herangezogen wurden**

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

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



## **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	
<b>Konstruktion:</b>				
nahtlose Schmiederinge für Behälter	Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger (nur Primärseite)		Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Druckhalter	
nahtlose Rohre	Hauptkühlmittelleitung mit kleineren Einschränkungen		Hauptkühlmittelleitung	
<b>Werkstoffe:</b>				
alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle mit stabilisierter austenitischer Plattierung	alle Komponenten und Rohrleitungen mit Nennweiten oberhalb von 400 mm			wie Baulinie 1–3, aber optimierte Qualitäten
alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	alle Rohrleitungen mit Nennweiten unterhalb von 400 mm und Komponenteneinbauten			
korrosionsbeständiger Dampferzeuger-Heizrohrwerkstoff (Incoloy 800)	Ja (nach Austausch der Dampferzeuger bei einer Anlage)	Ja		
Umsetzung des Bruchausschlusskonzeptes	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		

## 2. Kernnotkühlung

DWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 1	Baulinie 2	Baulinie 3	Baulinie 4
Zahl der Notkühlstränge/Kapazität	4 x mindestens 50 %			
Förderhöhe Hochdruckpumpen	circa 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	circa 10 bar		
Druckspeicher (Einspeisedruck)	1 pro Loop (26 bar); 1 Anlage ohne Druckspeicher	1 oder 2 pro Loop (25 bar)	2 pro Loop (25 bar)	
Sumpfleitung vor der äußeren Absperrung	Einfachrohr (1 Anlage ohne Sumpfleitung)	Doppelrohr, teilweise mit Dichtheitsüberwachung	Doppelrohr mit Dichtheitsüberwachung	
Aufstellungsort der aktiven Notkühlssysteme	Separates Gebäude, Reaktorgebäude oder Ringraum	Ringraum		

## 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
<b>Konstruktion:</b>		
nahtlose Schmiederinge für Reaktordruckbehälter	Nein	Ja, außer: Deckel, Bodenkalotte
nahtlose Rohre	Ja, nach Rohrleitungsaustausch	Ja
<b>Werkstoffe:</b>		
alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle	Reaktordruckbehälter, Frischdampf- und Speisewasserleitung	
alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	Rohrleitungen*), zum Teil umgerüstet durch Austausch, außerdem Reaktordruckbehältereinbauten und -plattierung	
Umsetzung des Bruchausschlusskonzeptes	Nachqualifizierung zum Teil 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

SWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Zahl der Stränge der Hochdruckeinspeisung (Kapazität)	Insgesamt 2, 1 Strang (Dampfturbine bis 10 bar FD-Druck circa 300 kg/s)	3 Stränge (elektrisch angetriebene Pumpen, 3 x 70 kg/s)
Diversitäres Hochdruckeinspeisesystem	1 Strang (elektrisch angetriebene Pumpe, circa 40 kg/s)	Nein
Druckentlastung	7 bis 11 Sicherheits- und Entlastungsventile, zusätzlich 3 bis 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 verbunkertem 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
<b>Schleusen:</b>				
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	
<b>Durchdringungen:</b>				
Frischdampfleitung	Eine Abschlussarmatur außen			
Speisewasserleitung	Eine Abschlussarmatur innen und außen			
Notkühl- und Hilfssysteme	Eine Abschlussarmatur innen und außen mit einzelnen Ausnahmen			Eine Abschlussarmatur innen und außen
Lüftungssysteme	Eine Abschlussarmatur innen und außen			

### 3. Sicherheitsbehälter

**SWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Typ	Kugelförmiger Stahlbehälter mit im Torus liegender Kondensationskammer	Zylindrischer Spannbetonbehälter mit ringförmiger Kondensationskammer
Auslegungsdruck (Überdruck)	Bis 3,5 bar	3,3 bar
Auslegungstemperatur	circa 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 Stahlliner
Anzahl der aktiven Kondensationsrohre	Je nach Anlage 58, 62 oder 72	63
Eintauchtiefe der Kondensationsrohre	2,0 oder 2,8 m	4,0 m
Inertisierung der Kondensationskammer	Ja	Ja
Inertisierung der Druckkammer	Ja	Nein
<b>Schleusen:</b>	Generell Doppeldichtung mit Absaugung	
Materialschleuse	Keine	
Personenschleuse	Zum Steuerstabantriebsraum, für Personen und Materialtransporte	
Notschleuse	Eine, vom oberen Ringraum	Zwei, eine vom Steuerstabantriebsraum und eine oberhalb der Kondensationskammer
<b>Durchdringungen:</b>		
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
Reaktorleistungsbegrenzung	1 Anlage ja, 1 Anlage nein	Ja		
Steuerstafahrbegrenzung	Ja (Überwachung Abschaltreaktivität)			
Kühlmitteldruck-, Kühlmittelmassen-, Temperaturgradientenbegrenzung	Kühlmitteldruck	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
Reaktorleistungsbegrenzung fest	Ja, Reduzierung Drehzahl Zwangsumwälzpumpen	
Reaktorleistungsbegrenzung gleitend	Ja, Steuerstabausfahrverriegelung, Hochfahrsperrung für Zwangsumwälzpumpen	
Lokale Leistungsbegrenzung	Ja, Steuerstabausfahrverriegelung	Ja, Steuerstabausfahrverriegelung und Reduzierung Drehzahl Zwangsumwälzpumpen

### 4.2 Sicherheitsleittechnik, einschließlich Reaktorschutz

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

## 5. Elektrische Energieversorgung

DWR

Auslegungsmerkmale	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 bis 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	mindestens 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 bis 6 Stränge mit mindestens je 1 Diesel	5 Stränge mit je 1 Diesel
Zusätzliche Notstromversorgung zur Beherrschung äußerer Einwirkungen	2 bis 3 Stränge mit je 1 Diesel	1 bis 3 Stränge mit je 1 Diesel
Unterbrechungslose Gleichstromversorgung	2 x 2 Stränge beziehungsweise 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 (Artikel 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 (Artikel 17 (i)), Notstandssysteme in Sicherheitssysteme integriert



# ANHANG 5: REFERENZLISTE KERNTÉCHNISCHES REGELWERK

(Auswahl betreffend Kernkraftwerke; Struktur und Reihenfolge der Referenzen folgen weitgehend dem „Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“ [www.bfs.de/de/bfs/recht/RSH](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 Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit und des vormals zuständigen Bundesinnenministeriums

### 4 Weitere regelwerksrelevante Vorschriften und Empfehlungen darunter auch ausgewählte Empfehlungen der RSK und SSK

### 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, Nummer 1, Seite 1) in der im Bundesgesetzblatt Teil III, Gliederungsnummer 100-1 veröffentlichten bereinigten Fassung, das zuletzt durch Artikel 1 des Gesetzes vom 11. Juli 2012 (BGBl. I 2012, Nummer 32, Seite 1478) geändert worden ist; geändert bezüglich Kernenergie durch Gesetz vom 23. Dezember 1959, betreffend Artikel 74 Nummer 11a und 87c (BGBl.I 1959, Nummer 56, Seite 813), erneut geändert bezüglich Kernenergie durch Gesetz vom 28. August 2006 betreffend Artikel 73, 74 und 87c (BGBl.I 2006, Nummer 41, Seite 2034)
- 1A-2.1 **Organisationserlass** des Bundeskanzlers vom 5. Juni 1986 (BGBl.I 1986, Nummer 25, Seite 864) zur Bildung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
- 1A-2.2 **Organisationserlass** des Bundeskanzlers vom 16. Juli 1999 (BGBl.I 1999, Nummer 40, Seite 1723)  
*Hinweis: Zuständigkeit für Bereich Strahlenschutz in der Radiologie an BMU übertragen*
- 1A-2.3 Gesetz über die Errichtung eines **Bundesamtes für Strahlenschutz** – BAStrlSchG – vom 9. Oktober 1989 (BGBl.I 1989, Nummer 47, Seite 1830), das durch Artikel 2 des Gesetzes vom 3. Mai 2000 (BGBl.I 2000, Nummer 20, Seite 636) geändert worden ist
- 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, Nummer 41, Seite 1565), das zuletzt durch Artikel 5 Absatz 6 des Gesetzes vom 24. Februar 2012 (BGBl.I 2012, Nummer 10, Seite 212) geändert worden ist  
*Hinweis: geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl.I 2008, Nummer 40, Seite 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 (vergleiche 1E-5.1 Pariser Übereinkommen)*
- 1A-4 **Fortgeltendes Recht der Deutschen Demokratischen Republik** aufgrund von Artikel 9 Absatz 2 in Verbindung mit Anlage II Kapitel XII Abschnitt III Nummer 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, Nummer 35, Seite 885 und 1226), soweit dabei radioaktive Stoffe, insbesondere Radonfolgeprodukte, anwesend sind:
- **Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz** – AtStrlSV – vom 11. Oktober 1984 (GBl. (DDR) I 1984, Nummer 30, Seite 341) und **Durchführungsbestimmung zur Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz** – AtStrlSVD-Best – vom 11. Oktober 1984 (GBl. (DDR) I 1984, Nummer 30, Seite 348, berichtigt GBl. (DDR) I 1987, Nummer 18, Seite 196)
  - **Anordnung zur Gewährleistung des Strahlenschutzes bei Halden und industriellen Absetzanlagen und bei Verwendung darin abgelagerter Materialien** – StrSablAnO – vom 17. November 1990 (GBl. (DDR) I 1990, Nummer 34, Seite 347)
- 1A-5 Gesetz zum vorsorgenden Schutz der Bevölkerung gegen Strahlenbelastung (Strahlenschutzvorsorgegesetz – StrVG) vom 19. Dezember 1986 (BGBl.I 1986, Nummer 69, Seite 2610), das zuletzt durch Artikel 1 des Gesetzes vom 8. April 2008 (BGBl.I 2008, Nummer 14, Seite 686) geändert worden ist
- 1A-8 Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (**Strahlenschutzverordnung** – StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl.I 2001, Nummer 38, Seite 1714), die zuletzt durch Artikel 5 Absatz 7 des Gesetzes vom 24. Februar 2012 (BGBl.I 2012, Nummer 10, Seite 212) geändert worden ist, Dosiskoeffizienten in BAnz 2001, Nummer 160a und 160b  
*Hinweis: geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl.I 2008, Nummer 40, Seite 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 (vergleiche 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, Nummer 8, Seite 180), die zuletzt durch Artikel 4 des Gesetzes vom 9. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nummer 58, Seite 2819) geändert worden ist
- 1A-11 Verordnung über die Deckungsvorsorge nach dem Atomgesetz (**Atomrechtliche Deckungsvorsorge-Verordnung** – AtDeckV) vom 25. Januar 1977 (BGBl.I 1977, Nummer 8, Seite 220), die zuletzt durch Artikel 9 Absatz 12 des Gesetzes vom 23. November 2007 (BGBl.I 2007, Nummer 59, Seite 2631) geändert worden ist
- 1A-12 **Kernbrennstoffsteuergesetz** – KernbrStG – vom 8. Dezember 2010 (BGBl.I 2010, Nummer 62, Seite 1804)
- 1A-13 Verordnung über Vorausleistungen für die Einrichtung von Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle (**Endlagervorausleistungsverordnung** – EndlagerVfV) vom 28. April 1982 (BGBl.I 1982, Nummer 16, Seite 562), die zuletzt durch Artikel 1 der Verordnung vom 6. Juli 2004 (BGBl.I 2004, Nummer 33, Seite 1476) geändert worden ist
- 1A-17 Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (**Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung** – AtSMV) vom 14. Oktober 1992 (BGBl.I 1992, Nummer 48, Seite 1766), die zuletzt durch Artikel 1 der Verordnung vom 8. Juni 2010 (BGBl.I 2010, Nummer 31, Seite 755) geändert worden ist
- 1A-18 Verordnung über die Verbringung radioaktiver Abfälle oder abgebrannter Brennelemente (**Atomrechtliche Abfallverbringungsverordnung** – AtAV) vom 30. April 2009 (BGBl.I 2009, Nummer 24, Seite 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, Nummer 35, Seite 1525), die zuletzt durch Artikel 1 der Verordnung vom 22. Juni 2010 (BGBl.I 2010, Nummer 34, Seite 825) geändert worden ist
- 1A-20 Verordnung zur Abgabe von kaliumiodidhaltigen Arzneimitteln zur Iodblockade der Schilddrüse bei radiologischen Ereignissen (**Kaliumiodidverordnung** – KIV) vom 5. Juni 2003 (BGBl.I 2003, Nummer 25, Seite 850), die durch Artikel 70 des Gesetzes vom 21. Juni 2005 (BGBl.I 2005, Nummer 39, Seite 1818) geändert worden ist
- 1A-21 **Kostenverordnung zum Atomgesetz** – AtKostV – vom 17. Dezember 1981 (BGBl.I 1981, Nummer 56, Seite 1457), die zuletzt durch Artikel 4 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl.I 2008, Nummer 40, Seite 1793) geändert worden ist
- 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, Nummer 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, Nummer 59, Seite 1253), Neufassung vom 23. Januar 2003 (BGBl.I 2003, Nummer 4, Seite 102), das zuletzt durch Artikel 2 Absatz 1 des Gesetzes vom 14. August 2009 (BGBl.I 2009, Nummer 54, Seite 2827) geändert worden ist
- 1B-2.1 **Umweltinformationsgesetz** – UIG – vom 22. Dezember 2004 (BGBl.I 2004, Nummer 73, Seite 3704)
- 1B-2.2 **Umweltinformationskostenverordnung** – UIGKostV – vom 7. Dezember 1994 (BGBl.I 1994, Nummer 88, Seite 3732), Neufassung vom 23. August 2001 (BGBl.I 2001, Nummer 45, Seite 2247), die durch Artikel 4 des Gesetzes vom 22. Dezember 2004 (BGBl.I 2004, Nummer 73, Seite 3704) geändert worden ist

- 1B-3 **Umweltverträglichkeitsprüfungsgesetz** – UVPG – vom 12. Februar 1990 (BGBl.I 1990, Nummer 6, Seite 205), Neufassung vom 24. Februar 2010 (BGBl.I 2010, Nummer 7, Seite 94), das zuletzt durch Artikel 2 des Gesetzes vom 21. Januar 2013 (BGBl.I 2013, Nummer 3, Seite 95) geändert worden ist
- 1B-4 **Umweltauditgesetz** – UAG – vom 7. Dezember 1995 (BGBl.I 1995, Nummer 61, Seite 1591), Neufassung vom 4. September 2002 (BGBl.I 2002, Nummer 64, Seite 3490), das zuletzt durch Artikel 3 des Gesetzes vom 21. Januar 2013 (BGBl.I 2013, Nummer 3, Seite 95) geändert worden ist
- 1B-10 **Umwelthaftungsgesetz** – UmweltHG – vom 10. Dezember 1990 (BGBl.I 1990, Nummer 67, Seite 2634), das zuletzt durch Artikel 9 Absatz 5 des Gesetzes vom 23. November 2007 (BGBl.I 2007, Nummer 59, Seite 2631) geändert worden ist
- 1B-11 **Strafgesetzbuch** – StGB – vom 15. Mai 1871 (RGL. Seite 127), Neufassung vom 13. November 1998 (BGBl.I 1998, Nummer 75, Seite 3322), das zuletzt durch Artikel 5 des Gesetzes vom 21. Januar 2013 (BGBl.I 2013, Nummer 3, Seite 95) geändert worden ist
- 1B-14 **Raumordnungsgesetz** – ROG – vom 22. Dezember 2008 (BGBl.I 2008, Nummer 65, Seite 2986), das zuletzt durch Artikel 9 des Gesetzes vom 31. Juli 2009 (BGBl.I 2009, Nummer 51, Seite 2585) geändert worden ist
- 1B-16 Gesetz zum Schutz vor schädlichen Umwelteinwirkungen durch Luftverunreinigungen, Geräusche, Erschütterungen und ähnliche Vorgänge (**Bundes-Immissionsschutzgesetz** – BImSchG) in der Fassung der Bekanntmachung vom 26. September 2002 (BGBl.I 2002, Nummer 71, Seite 3830), das zuletzt durch Artikel 2 des Gesetzes vom 27. Juni 2012 (BGBl.I 2012, Nummer 29, Seite 1421) geändert worden ist, mit mehreren Verordnungen
- 1B-24 Gesetz zur Förderung der Kreislaufwirtschaft und Sicherung der umweltverträglichen Bewirtschaftung von Abfällen (**Kreislaufwirtschaftsgesetz** – KrWG) vom 24. Februar 2012 (BGBl.I 2012, Nummer 10, Seite 212)
- 1B-27 **Wasserhaushaltsgesetz** – WHG – vom 31. Juli 2009 (BGBl.I 2009, Nummer 51, Seite 2585), das zuletzt durch Artikel 6 des Gesetzes vom 21. Januar 2013 (BGBl.I 2013, Nummer 3, Seite 95) geändert worden ist
- 1B-29 Gesetz über Naturschutz und Landschaftspflege (**Bundesnaturschutzgesetz** – BNatSchG) vom 29. Juli 2009 (BGBl.I 2009, Nummer 51, Seite 2542), das zuletzt durch Artikel 7 des Gesetzes vom 21. Januar 2013 (BGBl.I 2013, Nummer 3, Seite 95) geändert worden ist
- 1B-31 Verordnung zum Schutz vor Gefahrstoffen (**Gefahrstoffverordnung** – GefStoffV) vom 26. November 2010 (BGBl.I 2010, Nummer 59, Seite 1643), die durch Artikel 2 des Gesetzes vom 28. Juli 2011 (BGBl.I 2011, Nummer 41, Seite 1622) geändert worden ist
- 1B-32 Verordnung über die Qualität von Wasser für den menschlichen Gebrauch (**Trinkwasserverordnung** – TrinkwV 2001) vom 21. Mai 2001 (BGBl.I 2001, Nummer 24, Seite 959), Neufassung vom 28. November 2011 (BGBl.I 2011, Nummer 61, Seite 2370), die zuletzt durch Artikel 1 der Verordnung vom 5. Dezember 2012 (BGBl.I 2012, Nummer 58, Seite 2562) geändert worden ist
- 1B-33 Gesetz über die Bereitstellung von Produkten auf dem Markt (**Produktsicherheitsgesetz** – ProdSG) vom 8. November 2011 (BGBl.I 2011, Nummer 57, Seite 2178)
- 14. ProdSGV – **Druckgeräteverordnung** vom 27. September 2002 (BGBl.I 2002, Nummer 70, Seite 3777), die zuletzt durch Artikel 24 des Gesetzes vom 8. November 2011 (BGBl.I 2011, Nummer 57, Seite 2178) geändert worden ist  
*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 (**Betriebssicherheitsverordnung – BetrSichV**) vom 27. September 2002 (BGBl.I 2002, Nummer 70, Seite 3777), die zuletzt durch Artikel 5 des Gesetzes vom 8. November 2011 (BGBl.I 2011, Nummer 57, Seite 2178) geändert worden ist  
*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 VBG30) 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, Nummer 105, Seite 1885), das zuletzt durch Artikel 226 der Verordnung vom 31. Oktober 2006 (BGBl.I 2006, Nummer 50, Seite 2407) geändert worden ist
- 1B-39 **Lebensmittel-, Bedarfsgegenstände- und Futtermittelgesetzbuch** – LFGB – vom 1. September 2005 (BGBl.I 2005, Nummer 55, Seite 2618), Neufassung vom 22. August 2011 (BGBl.I 2011, Nummer 47, Seite 1770), das zuletzt durch Artikel 1 der Verordnung vom 3. August 2012 (BGBl.I 2012, Nummer 37, Seite 1708) geändert worden ist
- 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, Nummer 17, Seite 2652), Neufassung und Umbenennung in „**Vorläufiges Tabakgesetz**“ vom 9. September 1997 (BGBl.I 1997, Nummer 63, Seite 2296), das zuletzt durch Artikel 2 Absatz 16 des Gesetzes vom 22. Dezember 2011 (BGBl.I 2011, Nummer 71, Seite 3044) geändert worden ist
- 1B-41 **Bedarfsgegenständeverordnung** – BedGgstV – vom 10. April 1992 (BGBl.I 1992, Nummer 20, Seite 866), Neufassung vom 23. Dezember 1997 (BGBl.I 1998, Nummer 1, Seite 5), die zuletzt durch Artikel 5 der Verordnung vom 13. Dezember 2011 (BGBl.I 2011, Nummer 67, Seite 2720) geändert worden ist
- 1B-42.1 **Informationsfreiheitsgesetz** – IFG – vom 5. September 2005 (BGBl.I 2005, Nummer 57, Seite 2722)
- 1B-42.2 **Informationsgebührenverordnung** – IFGGebV – vom 2. Januar 2006 (BGBl.I 2006, Nummer 1, Seite 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, Nummer 58, Seite 2816), das zuletzt durch Artikel 5 Absatz 32 des Gesetzes vom 24. Februar 2012 (BGBl.I 2012, Nummer 10, Seite 212) geändert worden ist
- 1B-45 Gesetz über den Zivilschutz und die Katastrophenhilfe des Bundes (**Zivilschutz- und Katastrophenhilfegesetz** – ZSKG) vom 25. März 1997 (BGBl.I 1997, Nummer 21, Seite 726), das zuletzt durch Artikel 2 des Gesetzes vom 29. Juli 2009 (BGBl.I 2009, Nummer 49, Seite 2350) geändert worden ist
- 1B-46.1 Verordnung über die **Berufsausbildung zur Fachkraft für Schutz und Sicherheit** – SchSiServAusbV – vom 21. Mai 2008 (BGBl.I 2008, Nummer 21, Seite 932)  
*Hinweis: Verordnung nebst Rahmenlehrplan veröffentlicht in BAnz. 2008, Nummer 130a*
- 1B-46.2 Verordnung über die **Berufsausbildung zur Servicekraft für Schutz und Sicherheit** – SchSiServAusbV – vom 21. Mai 2008 (BGBl.I 2008, Nummer 21, Seite 940)  
*Hinweis: Verordnung nebst Rahmenlehrplan veröffentlicht in BAnz. 2008, Nummer 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, Nummer 11, Seite 433), die zuletzt durch Artikel 19 des Gesetzes vom 23. Juli 2010 (BGBl.I 2010, Nummer 39, Seite 1010) geändert worden ist

## 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, Nummer 22, Seite 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, Nummer 7, Seite 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, in Kraft seit 11. Juli 2010
- Gesetz dazu vom 3. Juni 2006 (BGBl.II 2006, Nummer 15, Seite 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
- in Kraft für Deutschland seit 15. April 2007 (BGBl.II 2007, Nummer 27, Seite 1392)
- Gesetz dazu (**Informationsfreiheitsgesetz**) vom 5. September 2005 (BGBl.I 2005, Nummer 57, Seite 2722)
- Gesetz dazu (**Vertragsgesetz**) vom 9. Dezember 2006 (BGBl.II 2006, Nummer 31, Seite 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, in Kraft seit 9. Oktober 2009
- 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, Nummer 25, Seite 794)

### 1E-2 Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz

- 1E-2.1 **Übereinkommen über nukleare Sicherheit** (Convention on Nuclear Safety – CNS, INFCIRC/449) vom 17. Juni 1994, in Kraft seit 24. Oktober 1996
- Gesetz dazu vom 7. Januar 1997 (BGBl.II 1997, Nummer 2, Seite 130)
- in Kraft für Deutschland seit 20. April 1997 (BGBl.II 1997, Nummer 14, Seite 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, Nummer 15, Seite 326), zuletzt geändert durch Artikel 4 Absatz 4 des Gesetzes vom 26. Januar 1998 (BGBl.I 1998, Nummer 6, Seite 164)
- in Kraft für Deutschland seit 6. Oktober 1991 (BGBl.II 1995, Nummer 11, Seite 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, Nummer 14, Seite 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, Nummer 23, Seite 585),  
in Kraft für Deutschland seit 22. Juli 1959 (BGBl.II 1959, Nummer 39, Seite 989)
- Verfahrensordnung des **Europäischen Kernenergie-Gerichts** vom 11. Dezember 1962  
(BGBl.II 1965, Nummer 38, Seite 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, Nummer 18, Seite 434)  
beide Übereinkommen in Kraft für Deutschland seit 15. Oktober 1989 (BGBl.II 1993, Nummer 34, Seite 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 7. Juli 2007  
Gesetz dazu vom 23. Oktober 2007 (BGBl.II 2007, Nummer 33, Seite 1586)  
in Kraft für Deutschland seit 9. März 2008 (BGBl.II 2008, Nummer 16, Seite 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, Nummer 36, Seite 857)  
in Kraft für Deutschland seit 3. Juni 1965 (BGBl.II 1965, Nummer 46, Seite 1579)  
Neufassung vom 25. April 1968 (BGBl.II 1970, Nummer 20, Seite 208), Seite auch EURATOM-Grundnorm; wurden 1981 ersetzt durch „Basic Safety Standards for Radiation Protection“
- 1E-2.7 Übereinkommen **Nummer 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, Nummer 37, Seite 933)  
in Kraft für Deutschland seit 26. September 1974 (BGBl.II 1973, Nummer 63, Seite 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, Nummer 31, Seite 1752)  
in Kraft für Deutschland seit 18. Juni 2001 (BGBl.II 2001, Nummer 36, Seite 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, Nummer 32, Seite 785)  
in Kraft für Deutschland seit 2. Mai 1975 (BGBl.II 1976, Nummer 25, Seite 552)  
Verlängerung des Vertrages auf unbegrenzte Zeit am 11. Mai 1995 (BGBl.II 1995, Nummer 34, Seite 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, Nummer 32, Seite 794)  
**Zusatzprotokoll** vom 22. September 1998, in Kraft für Deutschland seit 30. April 2004  
Gesetz zum Zusatzprotokoll vom 29. Januar 2000 (BGBl.I 2000, Nummer 4, Seite 70)  
Ausführungsgesetz zum Verifikationsabkommen und zum Zusatzprotokoll vom 29. Januar 2000 (BGBl.I 2000, Nummer 5, Seite 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, Nummer 42, Seite 957), zuletzt geändert durch Artikel 30 des Gesetzes vom 9. September 2001 (BGBl.I 2001, Nummer 47, Seite 2331)  
in Kraft für Deutschland seit 30. September 1975 (BGBl.II 1976, Nummer 12, Seite 308),  
Gesetz dazu vom 21. Mai 1985 (BGBl.II 1985, Nummer 19, Seite 690)  
in Kraft für Deutschland seit 7. Oktober 1988 (BGBl.II 1989, Nummer 6, Seite 144)  
Gesetz zum Protokoll 2004 vom 29. August 2008 (BGBl.II 2008, Nummer 24, Seite 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, Nummer 42 Seite 957), zuletzt geändert durch Artikel 30 des Gesetzes vom 9. September 2001 (BGBl.I 2001, Nummer 47, Seite 2331)  
in Kraft für Deutschland seit 1. Januar 1976 (BGBl.II 1976, Nummer 12, Seite 308)  
Gesetz dazu vom 21. Mai 1985 (BGBl.II 1985, Nummer 19, Seite 690)  
in Kraft für Deutschland seit 1. August 1991 (BGBl.I 1995, Nummer 24, Seite 657)  
Gesetz zum Protokoll 2004 vom 29. August 2008 (BGBl.II 2008, Nummer 24, Seite 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, Nummer 7, Seite 202)  
in Kraft für Deutschland seit 13. September 2001 (BGBl.II 2001, Nummer 24, Seite 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, Nummer 42, Seite 957), zuletzt geändert durch Artikel 30 des Gesetzes vom 9. September 2001 (BGBl.I, Nummer 47, Seite 2331)  
in Kraft für Deutschland seit 30. Dezember 1975 (BGBl.II 1976, Nummer 12, Seite 307)

## 1F Recht der Europäischen Union

### 1F-1 Allgemeines

- 1F-1.1 Vertrag zur Gründung der **Europäischen Atomgemeinschaft EURATOM** vom 25. März 1957 (BGBl. II 1957, Seite 1014, ber. Seite 1678; ber. BGBl. II 1999 Seite 1024), zuletzt geändert durch Artikel 11, 14 Absatz 2 der EU-Beitrittsakte vom 9. Dezember 2011 (ABl. 2012, L 112), diese Änderungen treten zum 1. Juli 2012 in Kraft  
konsolidierte Fassung 2012 (ABl. 2012, C 327)  
Der Vertrag trat in seiner ursprünglichen Fassung am 1. Januar 1958 in Kraft (BGBl.II 1958, Seite 1), die Neufassung trat am 1. November 1993 in Kraft (BGBl.II 1993, Seite 1947), Berichtigung der Übersetzung des EURATOM-Vertrags vom 13. Oktober 1999 (BGBl.II 1999, Nummer 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 2010/635/EURATOM der Kommission vom 11. Oktober 2010 zur **Anwendung des Artikels 37** des EURATOM-Vertrags (ABl. 2010, L 279)
- 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, L138), 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** Absatz 2 des EURATOM-Vertrags vom 19. August 1999 (BGBl.II 1999, Nummer 25, Seite 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, vergleiche 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 2011/92/EU des EP und des Rates über die **Umweltverträglichkeitsprüfung** bei bestimmten öffentlichen und privaten Projekten vom 13. Dezember 2011 (ABl. 2012, L 26)  
*Hinweis: Umsetzung Seite 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 Seite 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 Seite 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 2013
- 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), mehrfach geändert, letzte konsolidierte Fassung 2012
- 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. 1999, 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), Berichtigung vom 23. Dezember 2011 (ABl. 2011, L 343)
  - 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-3.19 Richtlinie 2011/70/EURATOM des Rates vom 19. Juli 2011 über einen **Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle** (ABl. 2011, L 199)
- 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:
- Verordnung (EURATOM) 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 Notstandssituation (ABl. 1987, L 371) geändert, konsolidierte Fassung 1989
  - Verordnung (EURATOM) 944/89 der Kommission vom 12. April 1989 zur Festlegung von **Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungsmitteln von geringer Bedeutung** im Falle eines nuklearen Unfalls oder einer anderen Notstandssituation (ABl. 1989, L 101)
  - Verordnung (EURATOM) 770/90 der Kommission vom 29. März 1990 zur Festlegung von **Höchstwerten an Radioaktivität in Futtermitteln** im Fall eines nuklearen Unfalls oder einer anderen Notstandssituation (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)
- 1F-4.11 Durchführungsverordnung (EU) 996/2012 der Kommission vom 26. Oktober 2012 mit besonderen Bedingungen für die **Einfuhr von Lebens- und Futtermittel, deren Ursprung oder Herkunft Japan ist, nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima** und zur Aufhebung der Durchführungsverordnung (EU) 284/2012 (ABl. 2012, L 299)

## 2 Allgemeine Verwaltungsvorschriften

- 2-1 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 47 Strahlenschutzverordnung (**Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung** radioaktiver Stoffe aus Anlagen oder Einrichtungen) vom 28. August 2012 (BAnz. AT 05.09.2012 B1)
- 2-2 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 40 Absatz 2, § 95 Absatz 3 Strahlenschutzverordnung und § 35 Absatz 2 Röntgenverordnung (**AVV Strahlenpass**) vom 20. Juli 2004 (BAnz. 2004, Nummer 142a)
- 2-3 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Ausführung des Gesetzes über die **Umweltverträglichkeitsprüfung** (UVPVwV) vom 18. September 1995 (GMBL. 1995, Nummer 32, Seite 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, Nummer 244a)
- 2-5 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Durchführung der **Überwachung von Lebensmitteln** nach der Verordnung (Euratom) Nummer 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 (GMBL. 2000, Nummer 25, Seite 490)
- 2-6 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Überwachung der **Höchstwerte für Futtermittel** nach der Verordnung (Euratom) Nummer 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, Nummer 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, Nummer 245, Seite 17096), in der Fassung vom 28. Januar 2010 (BAnz. 2010, Nummer 18, Seite 406)

### 3 Bekanntmachungen des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit und des vormals zuständigen Bundesinnenministeriums

- 3-0 **Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke** vom 20. November 2012 (BAnz AT 24.01.2013 B3)
- 3-1 **Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke** vom 21. Oktober 1977 (BAnz. 1977, Nummer 206), werden fortgeschrieben durch Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 20. November 2012 (vergleiche 3-0)
- 3-2 Richtlinie für den **Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal** vom 24. Mai 2012 (GMBL 2012, Nummer 34, Seite 611)  
*Hinweis: Nach einer probeweisen Anwendung für 3 Jahre (ab 1. Januar 2005) wurde vom Fachausschuss für Reaktorsicherheit einer Ergänzung für das verantwortliche Kernkraftwerkspersonal am 17. November 2008 zugestimmt (Aktenzeichen RS 16-13 831-2/1)*
- 3-3 Richtlinie für den **Fachkundenachweis von Forschungsreaktorpersonal** vom 16. Februar 1994 (GMBL 1994, Nummer 11, Seite 366)
- 3-4 Richtlinien über die **Anforderungen an Sicherheitspezifikationen** für Kernkraftwerke vom 27. April 1976 (GMBL 1976, Nummer 15, Seite 199)
- 3-5 **Merkpostenaufstellung** mit Gliederung für einen **Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke** mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor vom 26. Juli 1976 (GMBL 1976, Nummer 26, Seite 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, Nummer 179)
- 3-7.1 **Zusammenstellung** der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen **Informationen (ZPI)** vom 20. Oktober 1982 (BAnz. 1983, Nummer 6a)
- 3-7.2 Zusammenstellung der zur **bauaufsichtlichen Prüfung** kerntechnischer Anlagen erforderlichen **Unterlagen** vom 6. November 1981 (GMBL 1981, Nummer 33, Seite 518)
- 3-8 Grundsätze für die **Vergabe von Unteraufträgen durch Sachverständige** vom 29. Oktober 1981 (GMBL 1981, Nummer 33, Seite 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, Nummer 56)
- 3-9.2 **Anforderungen an die Dokumentation** bei Kernkraftwerken vom 5. August 1982 (GMBL 1982, Nummer 26, Seite 546)
- 3-10 Durchführung der Strahlenschutzverordnung und der Röntgenverordnung; **Berichterstattung über besondere Vorkommnisse** vom 15. Juli 2002 (GMBL 2002, Nummer 31, Seite 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, Nummer 43)
- 3-13 **Sicherheitskriterien für die Endlagerung** radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk vom 20. April 1983 (GMBL 1983, Nummer 13, Seite 220), in Überarbeitung

- 3-14 Auslegungsrichtlinien und -richtwerte für **Jod-Sorptionsfilter** zur Abscheidung von gasförmigem Spaltjod in Kernkraftwerken vom 25. Februar 1976 (GMBL. 1976, Nummer 13, Seite 168)
- 3-15.1 **Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz** in der Umgebung kerntechnischer Anlagen vom 27. Oktober 2008 (GMBL. 2008, Nummer 62/63, Seite 1278)
- 3-15.2 **Radiologische Grundlagen** für Entscheidungen über Maßnahmen zum **Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden** vom 27. Oktober 2008 (GMBL. 2008, Nummer 62/63, Seite 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 (GMBL. 2004, Nummer 19, Seite 350)
- 3-23 Richtlinie zur **Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI)** vom 7. Dezember 2005 (GMBL. 2006, Nummer 14–17, Seite 254)
- 3-24 Richtlinie über **Dichtheitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen** vom 20. Januar und 4. Februar 2004 (GMBL. 2004, Nummer 27, Seite 530), geändert am 7. September 2012 (GMBL. 2012, Nummer 47/48, Seite 919)
- 3-25 Grundsätze zur **Entsorgungsvorsorge** für Kernkraftwerke vom 19. März 1980 (BAnz. 1980, Nummer 58)
- 3-27 Richtlinie über die Gewährleistung der notwendigen **Kenntnisse** der beim Betrieb von Kernkraftwerken **sonst tätigen Personen** vom 30. November 2000 (GMBL. 2001, Nummer 8, Seite 153)
- 3-31 Empfehlungen zur **Planung von Notfallschutzmaßnahmen** durch Betreiber von Kernkraftwerken vom 27. Dezember 1976 (GMBL. 1977, Nummer 4, Seite 48), geändert durch Bekanntmachung vom 18. Oktober 1977 (GMBL. 1977, Nummer 30, S 664) und die REI (GMBL. 1993, Nummer 29, Seite 502), ersetzt durch Empfehlung der SSK und RSK (BAnz. 2011, Nummer 65a), siehe RSH, Kapitel 4, Punkt 4–13
- 3-33.1 Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Absatz 3 StrlSchV (**Störfall-Leitlinien**) vom 18. Oktober 1983 (BAnz. 1983, Nummer 245a), werden fortgeschrieben durch Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 20. November 2012 (vergleiche 3-0)
- 3-33.2 **Störfallberechnungsgrundlagen** für die Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Absatz 3 StrlSchV vom 18. Oktober 1983 (BAnz. 1983, Nummer 245a), Fassung des Kapitels 4 „Berechnung der Strahlenexposition“ vom 29. Juni 1994 (BAnz. 1994, Nummer 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 (GMBL. 1984, Nummer 2, Seite 21)
- 3-37 Empfehlung über den Regelungsinhalt von Bescheiden bezüglich der **Ableitung radioaktiver Stoffe** aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor vom 8. August 1984 (GMBL. 1984, Nummer 21, Seite 327)
- 3-38 Richtlinie für Programme zur **Erhaltung der Fachkunde** des verantwortlichen **Schichtpersonals** in Kernkraftwerken vom 1. September 1993 (GMBL. 1993, Nummer 36, Seite 645); in Überarbeitung
- 3-39 **Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung** vom 24. Mai 2012 (GMBL. 2012, Nummer 30, Seite 905)
- 3-40 Richtlinie über die im Strahlenschutz erforderliche Fachkunde (**Fachkunde-Richtlinie Technik nach Strahlenschutzverordnung**) vom 21. Juni 2004 (GMBL. 2004, Nummer 40/41, Seite 799), Änderung vom 19. April 2006 (GMBL. 2006, Nummer 38, Seite 735)

- 3-41 Richtlinie für das Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von **Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten** in Kernkraftwerken vom 1. Juni 1978 (GMBL. 1978, Nummer 22, Seite 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 (GMBL. 2004, Nummer 22, Seite 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 (GMBL. 2007, Nummer 31/32, Seite 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 (GMBL. 1978, Nummer 28, Seite 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 (GMBL. 2005, Nummer 13, Seite 258)
- 3-44 **Kontrolle der Eigenüberwachung** radioaktiver Emissionen aus Kernkraftwerken vom 5. Februar 1996 (GMBL. 1996, Nummer 9/10, Seite 247)
- 3-49 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke; **Einzelfehlerkonzept** – Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums vom 2. März 1984 (GMBL. 1984, Nummer 13, Seite 208)
- 3-50 **Interpretationen zu den Sicherheitskriterien** für Kernkraftwerke vom 17. Mai 1979 (GMBL. 1979, Nummer 14, Seite 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 (GMBL. 1980, Nummer 5, Seite 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
- 3-52.1 • Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse gemäß Anlage 1 der AtSMV  
• Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse gemäß Anlage 2 der AtSMV  
• Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse gemäß Anlage 3 der AtSMV  
• Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse gemäß Anlage 4 der AtSMV  
• Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse gemäß Anlage 5 der AtSMV  
• Zusammenstellung von in den Meldekriterien der AtSMV verwendeten Begriffen (Stand 04/08)
- 3-52.2 **Meldung eines meldepflichtigen Ereignisses in Anlagen nach § 7 AtG zur Spaltung von Kernbrennstoffen** (Meldeformular, Stand 04/08)
- 3-52.3 **Meldung eines meldepflichtigen Ereignisses in Anlagen nach § 7 AtG der Kernbrennstoffver- und -entsorgung** (Meldeformular, Stand 04/08)
- 3-52.4 **Meldung eines meldepflichtigen Ereignisses bei der Aufbewahrung von Kernbrennstoffen und verfestigten hochradioaktiven Spaltproduktlösungen nach § 6 AtG** (Meldeformular, Stand 04/08)

- 3-53 Richtlinie für den Inhalt der **Fachkundeprüfung** des verantwortlichen **Schichtpersonals in Forschungsreaktoren** vom 14. November 1997 (GMBL. 1997, Nummer 42, Seite 794)
- 3-54.1 Rahmenempfehlung für die **Fernüberwachung** von Kernkraftwerken vom 12. August 2005 (GMBL. 2005, Nummer 51, Seite 1049)
- 3-54.2 Empfehlung zur Berechnung der **Gebühr nach § 5 AtKostV für die Fernüberwachung** von Kernkraftwerken (KFÜ) vom 21. Januar 1983 (GMBL. 1983, Nummer 8, Seite 146)
- 3-57.1 Anforderungen an den **Objektsicherungsdienst** und an Objektsicherungsbeauftragte in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen (OSD-Richtlinie) vom 4. Juli 2008 (GMBL. 2008, Nummer 39, Seite 810)
- 3-57.3 Richtlinie für den **Schutz von Kernkraftwerken** mit Leichtwasserreaktoren gegen Störmaßnahmen oder sonstige **Einwirkungen Dritter** vom 06. Dezember 1995 (GMBL. 1996, Seite 32, Nummer 2, ohne Wortlaut)
- 3-60 Richtlinie zur **Kontrolle radioaktiver Reststoffe und radioaktiver Abfälle** vom 19. November 2008 (BAnz. 2008, Nummer 197)
- 3-61 Richtlinie für die **Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten** in Kernkraftwerken und sonstigen Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen vom 10. Dezember 1990 (GMBL. 1991, Nummer 4, Seite 56), in Überarbeitung
- 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 (GMBL. 1991, Nummer 9, Seite 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 (GMBL. 2002, Nummer 6, Seite 136)
- 3-68 **Sicherungsmaßnahmen** für den Schutz von kerntechnischen Anlagen mit Kernmaterial der Kategorie III vom 20. April 1993 (GMBL. 1993, Nummer 20, Seite 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 (GMBL. 1994, Nummer 32, Seite 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 (GMBL. 1995, Nummer 14, Seite 261), in Überarbeitung
- 3-71 Richtlinie für die **Fachkunde** von verantwortlichen Personen in **Anlagen zur Herstellung von Brennelementen** für Kernkraftwerke vom 30. November 1995 (GMBL. 1996, Nummer 2, Seite 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, Nummer 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, Nummer 232a)

- 3-74.2 Leitfaden zur Durchführung von **Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ)** für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, in Überarbeitung  
 • Leitfaden **Deterministische Sicherungsanalyse**  
 Bekanntmachung vom 25. Juni 1998 (BAnz. 1998, Nummer 153)
- 3-74.3 Leitfaden zur Durchführung der Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes  
 Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse  
 Bekanntmachung vom 30. August 2005 (BAnz. 2005, Nummer 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 Auslegungstörfälle, 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

## 4 Weitere regelwerksrelevante Vorschriften und Empfehlungen darunter auch ausgewählte Empfehlungen der RSK und SSK

- 4-1 **RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren**  
 3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981 (BAnz. 1982, Nummer 69a) mit den Änderungen:  
 in Abschnitt 21.1 (BAnz. 1984, Nummer 104)  
 in Abschnitt 21.2 (BAnz. 1983, Nummer 106) und  
 in Abschnitt 7 (BAnz. 1996, Nummer 158a) mit Berichtigung (BAnz. 1996, Nummer 214)  
 und den Anhängen vom 25. April 1979 zu Kapitel 4.2 der 2. Ausgabe der RSK-LL vom 24. Januar 1979 (BAnz. 1979, Nummer 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)
- 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, Nummer 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 (2004)
- 4-3 Übersicht über **Maßnahmen zur Verringerung der Strahlenexposition nach Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen** (Maßnahmenkatalog),  
 Teil 1: Auswahl von Maßnahmen  
 Teil 2: Hintergrundinformationen, Theorie und Anwendungsbeispiele  
 Teil 3: Behandlung und Entsorgung kontaminierter landwirtschaftlicher Produkte  
 verabschiedet in der 200. Sitzung der SSK am 30.06./01.07.2005  
 Überarbeitung des Maßnahmenkatalogs 1 und 2 sowie Integrierung des Teils 3  
 verabschiedet in der 220. Sitzung der SSK am 05./06.12.2007  
 veröffentlicht in der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“, Heft 60 (2010)

- 4-4 **Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Unfällen**  
Stellungnahme der Strahlenschutzkommission  
verabschiedet in der 182. Sitzung der SSK am 04. bis 06.12.2002  
veröffentlicht in der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“, Heft 37 (2004)
- 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 (2004)
- 4-5 **Feuerwehrdienstvorschrift FwDV 500 „Einheiten im ABC-Einsatz“**, Stand 2012  
Die FwDV 500 wurde am 29.02./01.03.2012 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: 01/2012
- 4-6 **Leitfaden Polizei LF 450 „Gefahren durch chemische, radioaktive und biologische Stoffe“**  
Ausgabe 2006  
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, urn:nbn:de:0221-201011243824  
Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-38/05, urn:nbn:de:0221-2010112433838  
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 Gefahrmitteilungen 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 **Katastrophenmedizin – Leitfaden für die ärztliche Versorgung im Katastrophenfall**, 5. überarbeitete Ausgabe 2010, herausgegeben vom Bundesamt für Bevölkerungsschutz und Katastrophenhilfe (BBK)
- 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 **Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden mit**
- Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen
  - Leitfaden zur Information der Öffentlichkeit in kerntechnischen Notfällen,
- Empfehlung der Strahlenschutzkommission (BAnz. 2008. Nummer 152a)  
verabschiedet auf der 220. Sitzung der SSK am 5. bis 6.12.2007  
veröffentlicht in der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“, Heft 61 (2009)
- 4-13 **Rahmenempfehlungen für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken**
- Empfehlung der Strahlenschutzkommission und der Reaktor-Sicherheitskommission  
verabschiedet in der 242. Sitzung der SSK am 1./2. Juli 2010  
verabschiedet in der 429. Sitzung der RSK am 14. Oktober 2010  
BAnz. 2011, Nummer 65a
- 4-14 **Verwendung von Jodtabletten zur Jodblockade der Schilddrüse bei einem kerntechnischen Unfall**
- Empfehlung der Strahlenschutzkommission  
verabschiedet in der 247. Sitzung der SSK am 24./25. Februar 2011  
BAnz. 2011, Nummer 135
- 4-15 **Regelungen zu Anlagenzuständen nach Eintritt eines Störfalls**
- Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission  
verabschiedet in der 439. Sitzung der RSK am 7. Juli 2011  
BAnz. 2011, Nummer 185

## 5 Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
<b>KTA-interne Verfahrensregeln</b>						
	<b>Begriffe und Definitionen</b> (Begriffesammlung KTA-GS-12)	01/13	-	06/91 01/96 01/04 01/06 01/09 01/10 01/12	-	-
<b>1200 Allgemeines, Administration, Organisation</b>						
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	11/09	3 a 07.01.10	-	-	+
<b>1300 Radiologischer Arbeitsschutz</b>						
1301.1	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 1: Auslegung	11/12	23.01.13	11/84	-	+
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	-	+
<b>1400 Qualitätssicherung</b>						
1401 *	Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung	06/96	216 a 19.11.96	02/80 12/87	19.06.01	+
1402	Integriertes Managementsystem zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken	11/12	23.01.13	-	-	-
1403	Alterungsmanagement in Kernkraftwerken	11/10	199 a 31.12.10	-	-	+
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 Schweiß- zusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 3: Verarbeitung	11/08	15 a 29.01.09	06/85	-	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
<b>1500 Strahlenschutz und Überwachung</b>						
1501	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken	11/10	199 a 31.12.10	10/77 06/91 11/04	-	+
1502 *	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluf von Kernkraftwerken	11/05	101 a 31.05.06	06/86 (1502.1)	-	+
(1502.2)	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluf 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 festinstallierten Messeinrichtungen zur Strahlungsüberwachung	11/11	11 19.01.12	11/03	-	+
(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 radioaktiver Stoffe bei Forschungsreaktoren	11/12	23.01.13	03/84 06/98	-	+
1508	Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre	11/06	245 b 30.12.06	09/88	15.11.11	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
<b>2100 Gesamtanlage</b>						
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	+
<b>2200 Einwirkungen von außen</b>						
2201.1	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze	11/11	11 19.01.12	06/75 06/90	-	+
2201.2	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 2: Baugrund	11/12	23.01.13	11/82 06/90	-	+
2201.3	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 3: Bauliche Anlagen	11/12	03.12.2012 (Regelentwurf)	-	-	-
2201.4	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 4: Anlagenteile	11/12	23.01.13	06/90	-	+
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	35 a 16.07.05	06/82 06/92	10.11.09	+
<b>2500 Bautechnik</b>						
2501	Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken	11/10	72 a 11.05.11	09/88 06/02 04/11	-	+
2502	Mechanische Auslegung von Brennelementlagerbecken in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	11/11	11 19.01.12	06/90	-	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
<b>3000 Systeme allgemein</b>						
<b>3100 Reaktorkern und Reaktorregelung</b>						
<b>3101.1</b>	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung	11/12	23.01.13	02/80	-	+
<b>3101.2</b>	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme	11/12	23.01.13	12/87	-	+
(3102.1)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte	06/78	189 a 06.10.78 Beilage 23/78	-	15.06.93	+
(3102.2)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 2: Wärmeübergang im Kugelhaufen	06/83	194 14.10.83 Beilage 47/83	-	15.06.93	+
(3102.3)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 3: Reibungsdruckverlust in Kugelhaufen	03/81	136 a 28.07.81 Beilage 24/81	-	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	+
(3102.5)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 5: Systematische und statistische Fehler bei der thermohydraulischen Kernausslegung des Kugelhaufenreaktors	06/86	162 a 03.09.86	-	15.06.93	+
<b>3103 *</b>	Abschaltsysteme von Leichtwasserreaktoren	03/84	145 a 04.08.84 Beilage 39/84	-	15.06.99	+
<b>3104</b>	Ermittlung der Abschaltreaktivität	10/79	19 a 29.01.80 Beilage 1/80	-	10.11.09	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
<b>3000 Systeme allgemein</b>						
<b>3100 Reaktorkern und Reaktorregelung</b>						
<b>3101.1</b>	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung	11/12	23.01.13	02/80	-	+
<b>3101.2</b>	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme	11/12	23.01.13	12/87	-	+
<b>(3102.1)</b>	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte	06/78	189 a 06.10.78 Beilage 23/78	-	15.06.93	+
<b>(3102.2)</b>	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 2: Wärmeübergang im Kugelhaufen	06/83	194 14.10.83 Beilage 47/83	-	15.06.93	+
<b>(3102.3)</b>	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 3: Reibungsdruckverlust in Kugelhaufen	03/81	136 a 28.07.81 Beilage 24/81	-	15.06.93	+
<b>(3102.4)</b>	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	+
<b>(3102.5)</b>	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	+
<b>3103 *</b>	Abschaltsysteme von Leichtwasserreaktoren	03/84	145 a 04.08.84 Beilage 39/84	-	15.06.99	+
<b>3104</b>	Ermittlung der Abschaltreaktivität	10/79	19 a 29.01.80 Beilage 1/80	-	10.11.09	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
3211.3 *	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 3: Herstellung	11/03	26 a 07.02.04	06/90	-	+
3211.4	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung	11/12	23.01.13	06/96	-	+
<b>3300 Wärmeabfuhr</b>						
3301 *	Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren	11/84	40 a 27.02.85	-	15.06.99 <sup>1)</sup>	+
3303 *	Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	06/90	41 a 28.02.91	-	20.06.00	+
<b>3400 Sicherheitseinschluss</b>						
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	15.11.11	+
3402	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Personenschleusen	11/09	72 a 12.05.10	11/76	-	+
3403	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken	11/10	199 a 31.12.10	11/76 10/80	-	+
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	Dichtheitsprüfung des Reaktorsicherheitsbehälters	11/10	199 a 31.12.10	02/79	-	+
3407 *	Rohrdurchführungen durch den Reaktorsicherheitsbehälter	06/91	113 a 23.06.92	-	07.11.06	+
3409	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken - Materialschleusen	11/09	72 a 12.05.10	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	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
<b>3500 Instrumentierung und Reaktorschutz</b>						
3501*	Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems	06/85	203 a 29.10.	03/77	20.06.00	+
3502	Störfallinstrumentierung	11/12	23.01.13	11/82 11/84 06/99	-	+
3503*	Typprüfung von elektrischen Baugruppen der Sicherheitsleittechnik	11/06	101 a 31.05.06	06/82 11/86	-	+
3504	Elektrische Antriebe des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	11/05	245 b 30.12.06	09/88	15.11.11	+
3505*	Typprüfung von Messwertgebern und Messumformern der Sicherheitsleittechnik	11/05	101 a 31.05.06	11/84	-	+
3506	Systemprüfung der Sicherheitsleittechnik von Kernkraftwerken	11/12	23.01.13	11/84	-	+
3507*	Werkprüfungen, Prüfungen nach Instandsetzung und Nachweis der Betriebsbewährung der Baugruppen und Geräte der Leittechnik des Sicherheitssystems	06/02	27 a 08.02.03	11/86	-	+
<b>3600 Aktivitätskontrolle und -führung</b>						
3601	Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken	11/05	101 a 31.05.06	06/90	16.11.10	+
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	16.11.10	+
3605	Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	11/12	23.01.13	06/89	-	+
<b>3700 Energie- und Medienversorgung</b>						
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 Diesellaggregaten in Kernkraftwerken	06/00	159 a 24.08.00	3702.1 (06/80) 3702.2 (06/91)	22.11.05	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weiter- gültigkeit	Engl. Über- setzung
<b>3700 Energie- und Medienversorgung</b>						
<b>3703</b>	Notstromerzeugungsanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten in Kernkraftwerken	11/12	23.01.13	06/86 06/99	-	+
<b>3704 *</b>	Notstromanlagen mit Gleichstrom-Wechselstrom-Umformern in Kernkraftwerken	06/99	243 b 23.12.99	06/84	16.11.04	+
<b>3705</b>	Schaltanlagen, Transformatoren und Verteilungsnetze zur elektrischen Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	11/06	245 b 30.12.06	09/88 06/99	15.11.11	+
<b>3706</b>	Sicherstellung des Erhalts der Kühlmittelverlust-Störfallfestigkeit von Komponenten der Elektro- und Leittechnik in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke	06/00	159 a 24.08.00	-	16.11.10	+
<b>3900 Systeme, sonstige</b>						
<b>3901 *</b>	Kommunikationseinrichtungen für Kernkraftwerke	11/04	35 a 19.02.05	03/77 03/81	-	+
<b>3902 *</b>	Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken	11/12	23.01.13	11/75 06/78 11/83 06/92 06/99	-	+
<b>3903 *</b>	Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken	11/12	23.01.13	11/82 06/93 06/99	-	+
<b>3904</b>	Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken	11/07	9 a 17.01.08	09/88	13.11.12	+
<b>3905 *</b>	Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken	11/12	23.01.13	06/94 06/99	-	+

\* 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.

<sup>1)</sup> Der KTA hat auf seiner 43. Sitzung am 27.06.89 „Hinweise für den Benutzer der Regel KTA 3301 (11/84)“ beschlossen.

## **ANHANG 6:**

# **Anlagenspezifische Aktivitäten und Maßnahmen in deutschen Kernkraftwerken (Auszug aus dem Nationalen Aktionsplan)**

## Anlagen im Leistungsbetrieb

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
GKN II/DWR	1	Batteriekapazitäten durch Anlagendesign größer 10 h (BW <sup>35</sup> 1)	erledigt	2012 <sup>36</sup>
GKN II/DWR	2	Beschaffung und Vorhaltung von zwei mobilen Dieseln am Standort:		
		Funktionsnachweis erfolgte in Revision 2012. Technische Beschreibung und Prozedur liegen vor.	erledigt	2012
		Vollständige Fertigstellung der Einspeisepunkte und der Dokumentation (BW 2-3)	in Arbeit	2013
GKN II/DWR	3	Stellungnahme zur Kühlung der Brennelemente – diversitäre Wärmesenke (BW 5-6)	in Arbeit	2012
		Prüfung hinsichtlich ergänzender Aspekte	in Arbeit	2013
GKN II/DWR	4	Stellungnahme zur Kühlung der Brennelemente – Zusätzliche Bespeisung Zwischenkühlkreislauf (BW 7-8)	in Arbeit	2012
		Prüfung hinsichtlich ergänzender Aspekte	in Arbeit	2013
GKN II/DWR	5	Bewertung RDB-Bespeisung in Arbeit, die weiteren Beratungen der RSK sind zu berücksichtigen beziehungsweise abzuwarten (BW 4, 9)	in Arbeit	2012
GKN II/DWR	6	Nachweis für Venting ohne Stromversorgung erfolgte.	erledigt	2012
		Analyse der Zugänglichkeit der Einrichtungen bei Handbetätigung bei ungünstigen radiologischen Bedingungen und des langfristigen Betriebs in Arbeit (BW 17-18)	in Arbeit	2013
GKN II/DWR	7	Maßnahme zur Bespeisung des Brennelement-Lagerbeckens mit Funktionsnachweis in Revision 2012, technischer Beschreibung und Prozedur wurde geschaffen.	erledigt	2012
		Weitere Optimierung ohne Betreten bestimmter Raumbereiche (BW 10-11)	in Arbeit	2013
GKN II/DWR	8	Darstellung des IST-Stands zur Einleitung von Notfallmaßnahmen bei Ausfall der Hauptwarte	erledigt	2012
		Abschließende Bewertung in Arbeit (BW 19)	in Arbeit	2013
GKN II/DWR	9	Darstellung des IST-Stands zu Kommunikationsmitteln auf Ausweichstelle für den Krisenstab ist erfolgt. Ergänzende Kommunikationsmittel wurden im Rahmen der Bearbeitung der RSK-Rahmenempfehlung Notfallschutz angeschafft.	erledigt	2012
		Umsetzungsstand von Maßnahmen sowie abschließende Bewertung in Arbeit. (BW 20)	in Arbeit	2013
GKN II/DWR	10	Zusammenstellung und Bewertung der Hilfsmittel zur Wiederherstellung des Zugangs zu Gebäuden	erledigt	2012
		Die Aufsichtsbehörde prüft, ob zusätzliche Hilfsmittel erforderlich sind. (BW 21)	in Arbeit	2013
GKN II/DWR	11	Für die Anlage GKN II wurde kein GVA-Potenzial für den Ausfall der Kühlwasserrückläufe identifiziert (BW 12)	erledigt	2012
GKN II/DWR	12	Stellungnahme zur Zuverlässigkeit der Primären Wärmesenke (BW 30)	in Arbeit	2012
GKN II/DWR	13	Zusätzliche Abschätzung Reserven Nebenkühlwasser und Lüftung bei extremen Wetterbedingungen (BW 26)	in Arbeit	2013

35 Jeweilige Zahlenangabe entspricht der laufenden Nummer im Aktionsplan Baden-Württemberg (BW), Stand: 31.10.2012

36 Alle Terminangaben zu den Kernkraftwerken GKN I, GKN II, KKP 1 und KKP 2 entsprechen dem Aktionsplan Baden-Württemberg (BW), Stand: 31.10.2012

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
<b>GKN II/DWR</b>	14	Festlegung von Randbedingungen für die Gewährleistung der Durchführbarkeit von Notfallmaßnahmen Für ausgewählte Notfallprozeduren mit herausgehobener Bedeutung (PDE, SDE) Bewertung der Funktionsfähigkeit bei äußeren Bemessungseinwirkungen (BW 13-15)	in Arbeit	2012
<b>GKN II/DWR</b>	15	Prüfung der Verfügbarkeit von Gerätschaften bei Hochwasser (BW 24-25)	in Arbeit	2012
<b>GKN II/DWR</b>	16	Analysen zur Absicherung der Verdampfungskühlung und Integritätsnachweise (BW 10)	in Arbeit	2012
<b>GKN II/DWR</b>	17	Generische SAMG liegen im Entwurf vor. Anlagenspezifische Anpassung in Arbeit (BW 16)	in Arbeit	2013
<b>KBR/DWR</b>	1	Erstellung eines umfassenden und ganzheitlichen Konzeptes zu postulierten SBO-Szenarien	erledigt	2012
<b>KBR/DWR</b>	2	Schaffung EVA-geschützter Einspeisepunkte zum Anschluss mobiler Notstromaggregate	in Arbeit	2013
<b>KBR/DWR</b>	3	Beschaffung und Vorhaltung eines mobilen Notstromaggregates zur Versorgung von vitaler Leittechnik, der DE-Notfallbespeisung und Stützen der Batterien	in Arbeit	2013
<b>KBR/DWR</b>	4	Beschaffung und Vorhaltung eines mobilen Notstromaggregates im Langzeitbereich zur Versorgung einer Not-Nachkühlkette	in Arbeit	2013
<b>KBR/DWR</b>	5	Entwicklung einer Notfallmaßnahme zur Einspeisung von Kühlwasser in das Nukleare Zwischenkühlwassersystem zur Kühlung von RDB und BE-Lagerbecken bei Ausfall der primären Wärmesenke	in Arbeit	2013
<b>KBR/DWR</b>	6	Schaffung einer diversitären Kühlwasserquelle	erledigt	vor 2012
<b>KBR/DWR</b>	7	Beschaffung und Vorhalten mobiler Pumpen und sonstigen Einspeiseequipments	in Arbeit	2013
<b>KBR/DWR</b>	8	Systematische Überprüfung der Robustheit von Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung EVA	in Arbeit	2013
<b>KBR/DWR</b>	9	Überprüfung der Anforderungen und gegebenenfalls Optimierung an das System zur Druckentlastung des SHB unter Berücksichtigung von SBO und ungünstigen radiologischen Bedingungen	in Arbeit	2013
<b>KBR/DWR</b>	10	Schaffung eines von außerhalb des SHB zugänglichen festinstallierten Einspeisepfades in das BE-Becken	in Arbeit	2013
<b>KBR/DWR</b>	11	Erstellung umfassender Analysen und Entwicklung von Notfallmaßnahmen zum Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung bei auslegungsüberschreitenden Störfällen	in Arbeit	2013
<b>KBR/DWR</b>	12	Vorhaltung geeigneter Kommunikationsmittel zur Erhöhung der Robustheit der Kommunikation zwischen Krisenstab, Warte, Notsteuerstelle und Aufsichts- und Katastrophenschutzbehörde	erledigt	2012
<b>KBR/DWR</b>	13	Überprüfung und Verbesserung der Zugänglichkeit des Anlagengeländes und der Anlage nach Erdbeben und Hochwasser	erledigt	2012

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KBR/DWR	14	Bewertung des GVA-Potenzials für den Ausfall der KW-Rückläufe und gegebenenfalls Ableitung von Maßnahmen	erledigt	vor 2012
KBR/DWR	15	Überprüfung der Sicherheitsabstände von sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden	erledigt	2012
KBR/DWR	16	Installation einer seismischen Instrumentierung	in Arbeit	2013
KBR/DWR	17	Systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitendem Erdbeben und Hochwasser (Zielsetzung: Sicherstellung der vitalen Funktionen)	in Arbeit	2013
KBR/DWR	18	Überprüfung und Verbesserung des Hochwasserschutzes	in Arbeit	2013
KBR/DWR	19	Systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitender Ringraumüberflutung (Zielsetzung: Sicherstellung der vitalen Funktionen)	in Arbeit	2013
KBR/DWR	20	Überprüfung der Hochwassersicheren Lagerung von sicherheitstechnisch wichtigem Equipment	erledigt	2012
KBR/DWR	21	Überprüfung der Verfügbarkeit der Ausweichstelle	erledigt	vor 2012
KBR/DWR	22	Überprüfung und gegebenenfalls Optimierung der Robustheit der Notfallmaßnahme „SDE und Bespeisen DE“	in Arbeit	2013
KBR/DWR	23	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Equipment zum Umpumpen beziehungsweise Transport gesicherter Treibstoffvorräte	in Arbeit	2013
KBR/DWR	24	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Treib- und Schmierstoffen	erledigt	2012
KBR/DWR	25	Maßnahmen und Prozeduren zur Verlängerung der Notstromdiesel-Laufzeit unter Nutzung gesicherter Treibstoffvorräte	in Arbeit	2013
KBR/DWR	26	Integritätsnachweisen für die Strukturen des BE-Lagerbeckens für höhere Temperaturen	in Arbeit	2013
KBR/DWR	27	Entwicklung und Erstellung von Severe Accident Management Guidelines (SAMG), sowie Einführung und Schulung in der Anlage	in Arbeit	2013
KKE/DWR	1	Beschaffung und Vorhaltung eines mobilen Notstromaggregates und EVA-geschützter Einspeisepunkte unter anderem zur Versorgung der Störfallinstrumentierung, der DE-Notfallbespeisung und BE-Lagerbeckenkühlung	teilweise erledigt	2012/ 2013
KKE/DWR	2	Systematische Überprüfung der Robustheit von Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung EVA	in Arbeit	2013
KKE/DWR	3	Einführung einer Notfallmaßnahme zur Auslösung der Druckspeichereinspeisung bei Mitte-Loop-Betrieb	erledigt	2012
KKE/DWR	4	Nutzung des GRS-Programms QPRO als Diagnose- und Prognosehilfsmittel zur Berechnung des Quellterms	in Arbeit	2013
KKE/DWR	5	Schaffung eines von außerhalb des SHB zugänglichen festinstallierten Einspeisepfades in das BE-Becken	teilweise erledigt	2012/ 2013
KKE/DWR	6	Anschaffung weiterer Kommunikationsmittel zur Erhöhung der Robustheit der Kommunikation zwischen Krisenstab, Warte, Notsteuerstelle und Aufsichts- und Katastrophenschutzbehörde	erledigt	2012
KKE/DWR	7	Überprüfung der Verfügbarkeit der Ausweichstelle, gegebenenfalls Verlegung	geplant	2013/ 2014
KKE/DWR	8	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Equipment zum Umpumpen beziehungsweise Transport gesicherter Treibstoffvorräte	erledigt	2012

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KKE/DWR	9	Anschaffung eines weiteren Feuerwehrfahrzeugs, wobei die Standorte der beiden Fahrzeuge auf dem Kraftwerksgelände getrennt gewählt werden, so dass bei Bedarf der Zugriff auf Ausrüstungen und Hilfsmitteln an unterschiedlichen Stellen auf dem Anlagengelände gewährleistet ist.	in Arbeit	2013
KKE/DWR	10	Entwicklung und Einführung von Severe Accident Management Guidelines (SAMG), sowie Einführung und Schulung in der Anlage	in Arbeit	2013
KKG/DWR	1	Erstellung eines umfassenden und ganzheitlichen Konzeptes zu postulierten SBO-Szenarien	erledigt	2012
KKG/DWR	2	Schaffung EVA-geschützter Einspeisepunkte zum Anschluss mobiler Notstromaggregate	in Arbeit	2013
KKG/DWR	3	Beschaffung und Vorhaltung eines mobilen Notstromaggregates zur Versorgung von vitaler Leittechnik, der DE-Notfallbespeisung und Stützen der Batterien	in Arbeit	2013
KKG/DWR	4	Beschaffung und Vorhaltung eines mobilen Notstromaggregates im Langzeitbereich zur Versorgung einer Not-Nachkühlkette	in Arbeit	2013
KKG/DWR	5	Entwicklung einer Notfallmaßnahme zur Einspeisung von Kühlwasser in das Nukleare Zwischenkühlwassersystem zur Kühlung von RDB und BE-Lagerbecken bei Ausfall der primären Wärmesenke	in Arbeit	2013
KKG/DWR	6	Schaffung einer diversitären Kühlwasserquelle	erledigt	vor 2012
KKG/DWR	7	Beschaffung und Vorhalten mobiler Pumpen und sonstigen Einspeiseequipments	in Arbeit	2013
KKG/DWR	8	Systematische Überprüfung der Robustheit von Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung EVA	in Arbeit	2013
KKG/DWR	9	Überprüfung der Anforderungen und gegebenenfalls Optimierung an das System zur Druckentlastung des SHB unter Berücksichtigung von SBO und ungünstigen radiologischen Bedingungen	in Arbeit	2013
KKG/DWR	10	Schaffung eines von außerhalb des SHB zugänglichen festinstallierten Einspeisepfades in das BE-Becken	in Arbeit	2013
KKG/DWR	11	Erstellung umfassender Analysen und Entwicklung von Notfallmaßnahmen zum Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung bei auslegungsüberschreitenden Störfällen	in Arbeit	2013
KKG/DWR	12	Vorhaltung geeigneter Kommunikationsmittel zur Erhöhung der Robustheit der Kommunikation zwischen Krisenstab, Warte, Notsteuerstelle und Aufsichts- und Katastrophenschutzbehörde	erledigt	2012
KKG/DWR	13	Überprüfung und Verbesserung der Zugänglichkeit des Anlagengeländes und der Anlage nach Erdbeben und Hochwasser	erledigt	2012
KKG/DWR	14	Bewertung des GVA-Potenzials für den Ausfall der KW-Rückläufe und gegebenenfalls Ableitung von Maßnahmen	erledigt	2012
KKG/DWR	15	Überprüfung der Sicherheitsabstände von sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden	erledigt	vor 2012
KKG/DWR	16	Systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitendem Erdbeben und Hochwasser (Zielsetzung: Sicherstellung der vitalen Funktionen)	in Arbeit	2013
KKG/DWR	17	Überprüfung und Verbesserung des Hochwasserschutzes	erledigt	vor 2012

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KKG/DWR	18	Systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungs- überschreitender Ringraumüberflutung (Zielsetzung: Sicherstellung der vitalen Funktionen)	in Arbeit	2013
KKG/DWR	19	Überprüfung der Hochwassersicheren Lagerung von sicherheitstechnisch wichtigem Equipment	erledigt	vor 2012
KKG/DWR	20	Überprüfung der Verfügbarkeit der Ausweichstelle	erledigt	vor 2012
KKG/DWR	21	Überprüfung und gegebenenfalls Optimierung der Robustheit der Notfallmaßnahme „SDE und Bespeisen DE“	in Arbeit	2013
KKG/DWR	22	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Equipment zum Umpumpen beziehungsweise Transport gesicherter Treibstoffvorräte	erledigt	2012
KKG/DWR	23	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Treib- und Schmierstoffen	erledigt	2012
KKG/DWR	24	Maßnahmen und Prozeduren zur Verlängerung der Notstromdiesel- Laufzeit unter Nutzung gesicherter Treibstoffvorräte	in Arbeit	2013
KKG/DWR	25	Integritätsnachweisen für die Strukturen des BE-Lagerbeckens für höhere Temperaturen	in Arbeit	2013
KKG/DWR	26	Entwicklung und Erstellung von Severe Accident Management Guidelines (SAMG), sowie Einführung und Schulung in der Anlage	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	1	Erstellung eines umfassenden und ganzheitlichen Konzeptes zu postulierten SBO-Szenarien	erledigt	2012
KKI-2/DWR	2	Beschaffung und Vorhaltung eines mobilen Notstromaggregates zur Versorgung von vitaler Leittechnik, der DE-Notfallbespeisung und Stützen der Batterien	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	3	Beschaffung und Vorhaltung eines mobilen Notstromaggregates im Langzeitbereich zur Versorgung einer Not-Nachkühlkette	erledigt	vor 2012
KKI-2/DWR	4	Schaffung EVA-geschützter Einspeisepunkte zum Anschluss mobiler Notstromaggregate	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	5	Entwicklung einer Notfallmaßnahme zur Einspeisung von Kühlwasser in das Nukleare Zwischenkühlwassersystem zur Kühlung von RDB und BE-Lagerbecken bei Ausfall der primären Wärmesenke	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	6	Schaffung einer diversitären Kühlwasserquelle	erledigt	vor 2012
KKI-2/DWR	7	Beschaffung und Vorhalten mobiler Pumpen und sonstigen Einspeiseequipments	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	8	Systematische Überprüfung der Robustheit von Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung EVA	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	9	Überprüfung der Anforderungen und gegebenenfalls Optimierung an das System zur Druckentlastung des SHB unter Berücksichtigung von SBO und ungünstigen radiologischen Bedingungen	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	10	Schaffung eines von außerhalb des SHB zugänglichen festinstallierten Einspeisepfades in das BE-Becken	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	11	Erstellung umfassender Analysen und Entwicklung von Notfallmaßnahmen zum Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung bei auslegungsüberschreitenden Störfällen	erledigt	2012
KKI-2/DWR	12	Vorhaltung geeigneter Kommunikationsmittel zur Erhöhung der Robustheit der Kommunikation zwischen Krisenstab, Warte, Notsteuerstelle und Aufsichts- und Katastrophenschutzbehörde	erledigt	2012

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KKI-2/DWR	13	Überprüfung der Zugänglichkeit des Anlagengeländes und der Anlage nach Erdbeben und Hochwasser	erledigt	2012
KKI-2/DWR	14	Bewertung des GVA-Potenzials für den Ausfall der KW-Rückläufe und gegebenenfalls Ableitung von Maßnahmen	erledigt	2012
KKI-2/DWR	15	Überprüfung der Sicherheitsabstände von sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden	erledigt	2012
KKI-2/DWR	16	Systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitendem Erdbeben und Hochwasser (Zielsetzung: Sicherstellung der vitalen Funktionen)	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	17	Überprüfung und Verbesserung des Hochwasserschutzes	erledigt	2012
KKI-2/DWR	18	Systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitender Ringraumüberflutung (Zielsetzung: Sicherstellung der vitalen Funktionen)	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	19	Überprüfung der hochwassersicheren Lagerung von sicherheitstechnisch wichtigem Equipment	erledigt	2012
KKI-2/DWR	20	Überprüfung der Verfügbarkeit der Ausweichstelle	erledigt	vor 2012
KKI-2/DWR	21	Überprüfung und gegebenenfalls Optimierung der Robustheit der Notfallmaßnahme „SDE und Bespeisen DE“	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	22	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Equipment zum Umpumpen beziehungsweise Transport gesicherter Treibstoffvorräte	erledigt	2012
KKI-2/DWR	23	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Treib- und Schmierstoffen	erledigt	2012
KKI-2/DWR	24	Maßnahmen und Prozeduren zur Verlängerung der Notstromdiesel-Laufzeit unter Nutzung gesicherter Treibstoffvorräte	in Arbeit	2013
KKI-2/DWR	25	Integritätsnachweisen für die Strukturen des BE-Lagerbeckens für höhere Temperaturen	erledigt	2012
KKI-2/DWR	26	Entwicklung und Erstellung von Severe Accident Management Guidelines (SAMG), sowie Einführung und Schulung in der Anlage	in Arbeit	2013
KKP 2/DWR	1	Sicherstellung der Gleichstromversorgung bis 10 h mit Hilfe eines mobilen Diesels am Standort: Funktionsnachweis erfolgte in Revision 2012. Technische Beschreibung und Prozedur liegen vor.	erledigt	2012 <sup>37</sup>
		Vollständige Fertigstellung der Einspeisepunkte und Dokumentation (BW <sup>38</sup> 1)		
KKP 2/DWR	2	Beschaffung und Vorhaltung von zwei mobilen Dieseln am Standort: Funktionsnachweis erfolgte in Revision 2012. Technische Beschreibung und Prozedur liegen vor.	erledigt	2012
		Vollständige Fertigstellung der Einspeisepunkte und Dokumentation (BW 2-3)	in Arbeit	2013
KKP 2/DWR	3	Stellungnahme zur Kühlung der Brennelemente – diversitäre Wärmesenke (BW 5-6)	in Arbeit	2012
		Prüfung hinsichtlich ergänzender Aspekte	in Arbeit	2013

37 Alle Terminangaben zu den Kernkraftwerken GKN I, GKN II, KKP 1 und KKP 2 entsprechen dem Aktionsplan Baden-Württemberg (BW), Stand: 31. Oktober 2012

38 Jeweilige Zahlenangabe entspricht der laufenden Nummer im Aktionsplan Baden-Württemberg (BW), Stand: 31. Oktober 2012

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KKP 2/DWR	4	Stellungnahme zur Kühlung der Brennelemente – Zusätzliche Bespeisung Zwischenkühlkreislauf in Arbeit	in Arbeit	2012
		Prüfung hinsichtlich ergänzender Aspekte ebenfalls in Arbeit (BW 7-8)	in Arbeit	2013
KKP 2/DWR	5	Bewertung RDB-Bespeisung in Arbeit, die weiteren Beratungen der RSK sind zu berücksichtigen beziehungsweise abzuwarten (BW 4, 9)	in Arbeit	2012
KKP 2/DWR	6	Nachweis für Venting ohne Stromversorgung	erledigt	2012
		Analyse der Zugänglichkeit der Einrichtungen bei Handbetätigung bei ungünstigen radiologischen Bedingungen und des langfristigen Betriebs in Arbeit (BW 17-18)	in Arbeit	2013
KKP 2/DWR	7	Maßnahme zur Bespeisung des Brennelement-Lagerbeckens einschließlich Funktionsnachweis in Revision 2012, technischer Beschreibung und Prozedur wurde geschaffen.	erledigt	2012
		Weitere Optimierung ohne Betreten bestimmter Raumbereiche. (BW 10-11)	in Arbeit	2013
KKP 2/DWR	8	Darstellung des IST-Stands zur Einleitung von Notfallmaßnahmen bei Ausfall der Hauptwarte erfolgte.	erledigt	2012
		Abschließende Bewertung in Arbeit (BW 19)	in Arbeit	2013
KKP 2/DWR	9	Darstellung des IST-Stands zu Kommunikationsmitteln auf Ausweichstelle für den Krisenstab ist erfolgt. Ergänzende Kommunikationsmittel wurden im Rahmen der Bearbeitung der RSK-Rahmenempfehlung Notfallschutz angeschafft.	erledigt	2012
		Umsetzungsstand von Maßnahmen sowie abschließende Bewertung in Arbeit. (BW 20)	in Arbeit	2013
KKP 2/DWR	10	Zusammenstellung und Bewertung der Hilfsmittel zur Wiederherstellung des Zugangs zu Gebäuden (BW 21)	erledigt	2012
		Die Aufsichtsbehörde prüft, ob zusätzliche Hilfsmittel erforderlich sind.	in Arbeit	2013
KKP 2/DWR	11	Für die Anlage KKP 2 wurde kein GVA-Potenzial für den Ausfall der Kühlwasserrückläufe identifiziert (BW 12)	erledigt	2012
KKP 2/DWR	12	Stellungnahme zur Zuverlässigkeit der Primären Wärmesenke (BW 30)	in Arbeit	2012
KKP 2/DWR	13	Zusätzliche Abschätzung Reserven Nebenkühlwasser und Lüftung bei extremen Wetterbedingungen (BW 26)	in Arbeit	2013
KKP 2/DWR	14	Festlegung von Randbedingungen für die Gewährleistung der Durchführbarkeit von Notfallmaßnahmen. Für ausgewählte Notfallprozeduren mit herausgehobener Bedeutung (PDE, SDE) Bewertung der Funktionsfähigkeit bei äußeren Bemessungseinwirkungen. (BW 13-15)	in Arbeit	2012
KKP 2/DWR	15	Prüfung der Verfügbarkeit von Gerätschaften/Zugänglichkeit bei Hochwasser (BW 23-25)	in Arbeit	2012
KKP 2/DWR	16	Sicherstellung Nachwärmeabfuhr durch Installation eines Stützens zur Dampferzeugerbespeisung mit mobiler Pumpe (BW 4)	in Arbeit	2012
KKP 2/DWR	17	Analysen zur Absicherung der Verdampfungskühlung und Integritätsnachweise sind in Arbeit (BW 10)	in Arbeit	2012
KKP 2/DWR	18	SAMG liegen im Entwurf vor. Schulung bereits erfolgt. Einführung kurzfristig vorgesehen. (BW 16)	in Arbeit	2012

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KRB B+C/SWR	1	Beschaffung und Vorhaltung eines mobilen Notstromaggregates und EVA-geschützter Einspeisepunkte unter anderem zur Versorgung der Störfallinstrumentierung und zur RDB-Bespeisung	in Arbeit	2012/ 2013
KRB B+C/SWR	2	Systematische Überprüfung der Robustheit von Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung EVA	in Arbeit	2013
KRB B+C/SWR	3	Nutzung des GRS-Programms QPRO als Diagnose- und Prognosehilfsmittel zur Berechnung des Quellterms	in Arbeit	2013
KRB B+C/SWR	4	Nachrüstung von H2-Rekombinatoren im Bereich des BE-Lagerbeckens	in Arbeit	2013/ 2014
KRB B+C/SWR	5	Einführung neuer/Optimierung vorhandener Notfallmaßnahmen <ul style="list-style-type: none"> <li>▶ Frühes Öffnen motorbetriebener Druckentlastungsventile</li> <li>▶ Erhöhung des möglichen Einspeisedrucks in den RDB über mobile Pumpen</li> <li>▶ Zusätzliche Möglichkeit Feuerlöschfahrzeuge als mobile Pumpen zur RDB-Bespeisung einzusetzen</li> <li>▶ Frühzeitige Abschaltung einzelner Dieselgeneratoren zur Schonung der Treibstoffvorräte</li> <li>▶ Zügigere Durchführung der Notfallmaßnahme zum Bespeisen des BE-Lagerbeckens</li> </ul>	erledigt/ in Arbeit	2012/ 2013
KRB B+C/SWR	6	Schaffung eines von außerhalb des Reaktorgebäudes zugänglichen festinstallierten Einspeisepfades in das BE-Becken	in Arbeit	2013
KRB B+C/SWR	7	Anschaffung weiterer Kommunikationsmittel zur Erhöhung der Robustheit der Kommunikation zwischen Krisenstab, Warte, Notsteuerstelle und Aufsichts- und Katastrophenschutzbehörde	erledigt	2012
KRB B+C/SWR	8	Beschaffung von Booten zur Verbesserung der Zugänglichkeit des Anlagengeländes bei Hochwasser	erledigt	2012
KRB B+C/SWR	9	Überprüfung und Verbesserung des Hochwasserschutzes	in Arbeit	2012
KRB B+C/SWR	10	Überprüfung der Verfügbarkeit der Ausweichstelle, gegebenenfalls Verlegung	geplant	2013/2014
KRB B+C/SWR	11	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Equipment zum Umpumpen beziehungsweise Transport gesicherter Treibstoffvorräte	in Arbeit	2013
KRB B+C/SWR	12	Integritätsnachweise für Lagerbecken bei 100 °C und Bewertung des Wärmetransports	in Arbeit	2013
KRB B+C/SWR	13	Entwicklung und Einführung von Severe Accident Management Guidelines (SAMG), sowie Einführung und Schulung in der Anlage	in Arbeit	2013
KWG/DWR	1	Erstellung eines umfassenden und ganzheitlichen Konzeptes zu postulierten SBO-Szenarien	erledigt	2012
KWG/DWR	2	Beschaffung und Vorhaltung eines mobilen Notstromaggregates zur Versorgung von vitaler Leittechnik, der DE-Notfallbespeisung und Stützen der Batterien (Implementierung eines weiterführenden konzernweiten Konzeptes in 2013)	erledigt	vor 2012
KWG/DWR	3	Beschaffung und Vorhaltung eines mobilen Notstromaggregates im Langzeitbereich zur Versorgung einer Not-Nachkühlkette (Implementierung eines weiterführenden konzernweiten Konzeptes in 2013)	erledigt	vor 2012
KWG/DWR	4	Schaffung EVA-geschützter Einspeisepunkte zum Anschluss mobiler Notstromaggregate	in Arbeit	2013

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KWG/DWR	5	Entwicklung einer Notfallmaßnahme zur Einspeisung von Kühlwasser in das Nukleare Zwischenkühlwassersystem zur Kühlung von RDB und BE-Lagerbecken bei Ausfall der primären Wärmesenke	erledigt	2012
KWG/DWR	6	Schaffung einer diversitären Kühlwasserquelle	erledigt	vor 2012
KWG/DWR	7	Beschaffung und Vorhalten mobiler Pumpen und sonstigen Einspeiseequipments	in Arbeit	2013
KWG/DWR	8	Systematische Überprüfung der Robustheit von Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung EVA	in Arbeit	2013
KWG/DWR	9	Überprüfung der Anforderungen und gegebenenfalls Optimierung an das System zur Druckentlastung des SHB unter Berücksichtigung von SBO und ungünstigen radiologischen Bedingungen	in Arbeit	2013
KWG/DWR	10	Schaffung eines von außerhalb des SHB zugänglichen festinstallierten Einspeisepfades in das BE-Becken	in Arbeit	2013
KWG/DWR	11	Erstellung umfassender Analysen und Entwicklung von Notfallmaßnahmen zum Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung bei auslegungsüberschreitenden Störfällen	in Arbeit	2013
KWG/DWR	12	Vorhaltung geeigneter Kommunikationsmittel zur Erhöhung der Robustheit der Kommunikation zwischen Krisenstab, Warte, Notsteuerstelle und Aufsichts- und Katastrophenschutzbehörde	erledigt	2012
KWG/DWR	13	Überprüfung und Verbesserung der Zugänglichkeit des Anlagengeländes und der Anlage nach Erdbeben und Hochwasser	erledigt	2012
KWG/DWR	14	Bewertung des GVA-Potenzials für den Ausfall der KW-Rückläufe und gegebenenfalls Ableitung von Maßnahmen	in Arbeit	2012
KWG/DWR	15	Überprüfung der Sicherheitsabstände von sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden	erledigt	2012
KWG/DWR	16	Systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitendem Erdbeben und Hochwasser (Zielsetzung: Sicherstellung der vitalen Funktionen)	teilweise erledigt	2012/ 2013
KWG/DWR	17	Überprüfung und Verbesserung des Hochwasserschutzes	erledigt	2012
KWG/DWR	18	Systematische Überprüfung der Robustheit der Anlage bei auslegungsüberschreitender Ringraumüberflutung (Zielsetzung: Sicherstellung der vitalen Funktionen)	in Arbeit	2013
KWG/DWR	19	Überprüfung der Hochwassersicheren Lagerung von sicherheitstechnisch wichtigem Equipment	erledigt	2012
KWG/DWR	20	Überprüfung der Verfügbarkeit der Ausweichstelle	erledigt	vor 2012
KWG/DWR	21	Überprüfung und gegebenenfalls Optimierung der Robustheit der Notfallmaßnahme „SDE und Bespeisen DE“	in Arbeit	2013
KWG/DWR	22	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Equipment zum Umpumpen beziehungsweise Transport gesicherter Treibstoffvorräte	erledigt	2012
KWG/DWR	23	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Treib- und Schmierstoffen	erledigt	2012
KWG/DWR	24	Maßnahmen und Prozeduren zur Verlängerung der Notstromdiesel-Laufzeit unter Nutzung gesicherter Treibstoffvorräte	in Arbeit	2013
KWG/DWR	25	Integritätsnachweisen für die Strukturen des BE-Lagerbeckens für höhere Temperaturen	in Arbeit	2013
KWG/DWR	26	Entwicklung und Erstellung von Severe Accident Management Guidelines (SAMG), sowie Einführung und Schulung in der Anlage	in Arbeit	2013/ 2014

## Anlagen im langfristigen Nichtleistungsbetrieb/Nachbetrieb

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
GKN I/DWR	1	Stellungnahme zur Aufrechterhaltung der Stromversorgung auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW <sup>39</sup> 1-3)	in Arbeit	2013 <sup>40</sup>
GKN I/DWR	2	Stellungnahme zur Kühlung der Brennelemente – diversitäre Wärmesenke auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 5-6)	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	3	Stellungnahme zur Kühlung der Brennelemente – Zusätzliche Bespeisung Zwischenkühlkreislauf auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 7-8)	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	4	Stellungnahme zu erhöhten Anforderungen an die gefilterte Druckentlastung auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 17-18)	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	5	Maßnahme zur Bespeisung des Brennelement-Lagerbeckens wurde geschaffen.	erledigt	2012
		Die Aufsichtsbehörde prüft, ob das sicherheitstechnische Ziel der Empfehlung mit der Maßnahme erreicht ist. (BW 10-11)	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	6	Stellungnahme zur Einleitung von Notfallmaßnahmen bei Ausfall der Hauptwarte auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 19)	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	7	Darstellung Umsetzungsstand von Maßnahmen sowie abschließende Bewertung zu Kommunikationsmitteln auf Ausweichstelle für den Krisenstab (BW 20)	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	8	Zusammenstellung und Bewertung der Hilfsmittel zur Wiederherstellung des Zugangs zu Gebäuden erfolgte (BW 21)	erledigt	2012
		Die Aufsichtsbehörde prüft, ob zusätzliche Hilfsmittel erforderlich sind.	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	9	Für die Anlage GKN I wurde kein GVA-Potenzial für den Ausfall der Kühlwasserrückläufe identifiziert (BW 12)	erledigt	2012
GKN I/DWR	10	Stellungnahme zur Zuverlässigkeit der Primären Wärmesenke auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 30)	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	11	Zusätzliche Abschätzungen, zum Beispiel hinsichtlich Vereisungen im Vorfluter als Folge von extremen Wetterbedingungen (BW 26)	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	12	Stellungnahme zur Gewährleistung der Durchführbarkeit von Notfallmaßnahmen auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 13-15)	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	13	Überprüfung und gegebenenfalls Verbesserung des Hochwasserschutzes (BW 23-25) Bewertung für länger andauerndes Hochwasser. Bewertung der Gebäudezugänglichkeit.	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	14	Zusätzliche Bespeisungsmöglichkeit in den Reaktorkühlkreislauf: Alle Brennelemente befinden sich im Brennelement-Lagerbecken (BW 4)	erledigt	2012
GKN I/DWR	15	Stellungnahme zur Verdampfungskühlung auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 10)	in Arbeit	2013
GKN I/DWR	16	Severe Accident Management Guidelines (SAMG): Bereits vor 2012 eingeführt für Leistungsbetrieb.	erledigt	vor 2012
		Stellungnahme zur Einführung der Severe Accident Management Guidelines (SAMG) auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 16)	in Arbeit	2013

<sup>39</sup> Jeweilige Zahlenangabe entspricht der laufenden Nummer im Aktionsplan Baden-Württemberg (BW), Stand: 31. Oktober 2012

<sup>40</sup> Alle Terminangaben zu den Kernkraftwerken GKN I, GKN II, KKP 1 und KKP 2 entsprechen dem Aktionsplan Baden-Württemberg (BW), Stand: 31. Oktober 2012

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KKB/SWR	1	Analysen und Stellungnahmen im Rahmen der Optimierung des Nachbetriebs Anpassung der Notfallmaßnahmen	in Arbeit	2013
KKB/SWR	2	Analyse des Störfallverhaltens von Brennelementen im Lagerbecken	erledigt	2012
KKB/SWR	3	Verschiedene Stellungnahmen zu der WLN 2012/02, Bearbeitung der Empfehlungen zu SBO, Einsatz Notsteuerstelle, Beeinflussung der Notfallmaßnahmen durch EVA, usw.	erledigt	2012
KKB/SWR	4	Stellungnahme zur RSK-Empfehlung Stärkung der primären Wärmesenke	in Arbeit	2013
KKB/SWR	5	Stellungnahmen zu den RSK-Empfehlungen zur Bewertung der Robustheit	in Arbeit	2013
KKB/SWR	6	Untersuchung externer Einwirkungen, Optimierung der BE-Lagerung	in Arbeit	2013
KKI-1/SWR	1	Bewertung der Robustheit der Notfallmaßnahmen hinsichtlich der Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken im Falle SBO, Implementierung von Notfallmaßnahmen	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	2	Schaffung einer diversitären Kühlwasserquelle	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	3	Bewertung der Konsequenzen eines Ausfalls der primären Wärmesenke bezüglich der Kühlung des BE-Lagerbeckens	erledigt	2012
KKI-1/SWR	4	Beschaffung und Vorhalten mobiler Pumpen und sonstigen Einspeiseequipments	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	5	Optimierung und Ergänzung von Notfallmaßnahmen zum Bespeisen/Überspeisen des BE-Lagerbeckens	erledigt	2012
KKI-1/SWR	6	Bewertung der Robustheit der Notfallmaßnahmen hinsichtlich der Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken	erledigt	2012
KKI-1/SWR	7	Vorhaltung geeigneter Kommunikationsmittel zur Erhöhung der Robustheit der Kommunikation zwischen Krisenstab, Warte, Notsteuerstelle und Aufsichts- und Katastrophenschutzbehörde	erledigt	2012
KKI-1/SWR	8	Überprüfung und Verbesserung der Zugänglichkeit des Anlagengeländes und der Anlage nach Erdbeben und Hochwasser	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	9	Bewertung des GVA-Potenzials für den Ausfall der KW-Rückläufe und gegebenenfalls Ableitung von Maßnahmen	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	10	Überprüfung der Sicherheitsabstände von sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	11	Überprüfung des Hochwasserschutzes	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	12	Überprüfung der Hochwassersicheren Lagerung von sicherheitstechnisch wichtigem Equipment	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	13	Überprüfung der Verfügbarkeit der Ausweichstelle	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	14	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Equipment zum Umpumpen beziehungsweise Transport gesicherter Treibstoffvorräte	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	15	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Treib- und Schmierstoffen	erledigt	vor 2012
KKI-1/SWR	16	Entwicklung von Prozeduren und Maßnahmen zur Prävention und Mitigation von auslegungsüberschreitenden Störfällen im Bereich des BE-Lagerbeckens	in Arbeit	2013

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KKK/SWR	1	Verschiedene Stellungnahmen zu Empfehlungen aus WLN 2012/02 zu SBO, Kühlwasserversorgung, Venting, H2- Produktion, Notfallmaßnahmen, etc.	erledigt	2012
KKK/SWR	2	Stellungnahme zu der WLN 2012/02, Bearbeitung der Empfehlungen zu SBO, Einsatz Notsteuerstelle, Beeinflussung der Notfallmaßnahmen durch EVA	in Arbeit	2013
KKK/SWR	3	Analyse des Störfallverhaltens von Brennelementen im Lagerbecken	erledigt	2012
KKK/SWR	4	Entwicklung von Maßnahmen zur zusätzlichen Bespeisung des Lagerbeckens	erledigt	2011
KKK/SWR	5	Stellungnahme zur RSK-Empfehlung Stärkung der primären Wärmesenke	in Arbeit	2013
KKK/SWR	6	Stellungnahme zu Empfehlungen der RSK zur Bewertung der Robustheit	in Arbeit	2013
KKK/SWR	7	Überprüfung der Instrumentierung im Lagerbeckenbereich	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	1	Stellungnahme zu Aufrechterhaltung der Stromversorgung auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW <sup>41</sup> 1-3)	in Arbeit	2013 <sup>42</sup>
KKP 1/SWR	2	Stellungnahme zur Kühlung der Brennelemente – diversitäre Wärmesenke auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 5-6)	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	3	Stellungnahme zur Kühlung der Brennelemente – Zusätzliche Bespeisung Zwischenkühlkreislauf auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 7-8)	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	4	Stellungnahme zu erhöhten Anforderungen an die gefilterte Druckentlastung auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 17-18)	in Arbeit	13
KKP 1/SWR	5	Stellungnahme zu Vermeidung von Wasserstoffansammlungen bei BE-Becken außerhalb Sicherheitsbehälter (BW 22)	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	6	Maßnahme zur Bespeisung des Brennelement-Lagerbeckens ist vorhanden. Die Aufsichtsbehörde prüft, ob das sicherheitstechnische Ziel der Empfehlung mit der Maßnahme erreicht ist. (BW 10-11)	erledigt	vor 2012
		Die Aufsichtsbehörde prüft, ob das sicherheitstechnische Ziel der Empfehlung mit der Maßnahme erreicht ist. (BW 10-11)	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	7	Stellungnahme zur Einleitung von Notfallmaßnahmen bei Ausfall der Hauptwarte auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 19)	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	8	Darstellung Umsetzungsstand von Maßnahmen sowie abschließende Bewertung zu Kommunikationsmitteln auf Ausweichstelle für den Krisenstab (BW 20)	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	9	Darstellung IST-Stand bezüglich des Zugangs zu Gebäuden erfolgte (BW 21).	erledigt	2012
		Die Aufsichtsbehörde prüft, ob zusätzliche Hilfsmittel erforderlich sind.	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	10	Für die Anlage KKP 1 wurde kein GVA-Potenzial für den Ausfall der Kühlwasserrückläufe identifiziert (BW 12)	erledigt	2012
KKP 1/SWR	11	Stellungnahme zur Zuverlässigkeit der Primären Wärmesenke auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 30)	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	12	Zusätzliche Abschätzungen, zum Beispiel hinsichtlich Vereisungen im Vorfluter als Folge von extremen Wetterbedingungen (BW 26)	in Arbeit	2013

41 Jeweilige Zahlenangabe entspricht der laufenden Nummer im Aktionsplan Baden-Württemberg (BW), Stand: 31.10.2012

42 Alle Terminangaben zu den Kernkraftwerken GKN I, GKN II, KKP 1 und KKP 2 entsprechen dem Aktionsplan Baden-Württemberg (BW), Stand: 31.10.2012

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KKP 1/SWR	13	Stellungnahme zur Gewährleistung der Durchführbarkeit von Notfallmaßnahmen auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 13-15)	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	14	Prüfung der Verfügbarkeit von Gerätschaften bei Hochwasser (BW 23-25) Bewertung für länger andauerndes Hochwasser. Bewertung der Gebäudezugänglichkeit	in Arbeit	2012
KKP 1/SWR	15	Zusätzliche Bespeisemöglichkeiten: Alle Brennelemente befinden sich im Brennelement-Lagerbecken (BW 4)	erledigt	2012
KKP 1/SWR	16	Stellungnahme zur Verdampfungskühlung auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 10)	in Arbeit	2013
KKP 1/SWR	17	Stellungnahme zur Einführung der Severe Accident Management Guidelines (SAMG) auf Basis einer Sicherheitsanalyse (BW 16)	in Arbeit	2013
KKU/DWR	1	Bewertung der Robustheit der Notfallmaßnahmen hinsichtlich der Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken im Falle SBO, Implementierung von Notfallmaßnahmen	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	2	Schaffung einer diversitären Kühlwasserquelle	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	3	Bewertung der Konsequenzen eines Ausfalls der primären Wärmesenke bezüglich der Kühlung des BE-Lagerbeckens	erledigt	2012
KKU/DWR	4	Beschaffung und Vorhalten mobiler Pumpen und sonstigen Einspeiseequipments	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	5	Schaffung eines von außerhalb des SHB zugänglichen festinstallierten Einspeisepfades in das BE-Becken	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	6	Bewertung der Robustheit der Notfallmaßnahmen hinsichtlich der Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken	erledigt	2012
KKU/DWR	7	Vorhaltung geeigneter Kommunikationsmittel zur Erhöhung der Robustheit der Kommunikation zwischen Krisenstab, Warte, Notsteuerstelle und Aufsichts- und Katastrophenschutzbehörde	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	8	Überprüfung der Zugänglichkeit des Anlagengeländes und der Anlage nach Erdbeben und Hochwasser	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	9	Bewertung des GVA-Potenzials für den Ausfall der KW-Rückläufe und gegebenenfalls Ableitung von Maßnahmen	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	10	Überprüfung der Sicherheitsabstände von sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	11	Überprüfung des Hochwasserschutzes	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	12	Bewertung der Konsequenzen einer Ringraum-Überflutung bezüglich der Kühlung des BE-Lagerbeckens	erledigt	2012
KKU/DWR	13	Überprüfung der Hochwassersicheren Lagerung von sicherheitstechnisch wichtigem Equipment	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	14	Überprüfung der Verfügbarkeit der Ausweichstelle	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	15	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Equipment zum Umpumpen beziehungsweise Transport gesicherter Treibstoffvorräte	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	16	Lagerung beziehungsweise Bevorratung von Treib- und Schmierstoffen	erledigt	vor 2012
KKU/DWR	17	Entwicklung von Prozeduren und Maßnahmen zur Prävention und Mitigation von auslegungsüberschreitenden Störfällen im Bereich des BE-Lagerbeckens	in Arbeit	2013

Anlage/Typ	Nr.	Aktivität/Maßnahme	Status	geplante Fertigstellung
KWB A+B/DWR	1	Vorhaltung von zwei mobilen Notstromaggregaten mit je 400 kVA einschließlich benötigter Betriebs- und Hilfsmittel	erledigt	2011
KWB A+B/DWR	2	Schaffung von räumlich getrennten Einspeisepunkten in der Schaltanlage zur Herstellung einer Drehstromversorgung	erledigt	2012
KWB A+B/DWR	3	Schaffung einer diversitären Kühlwasserquelle	erledigt	2011
KWB A+B/DWR	4	Erstellung einer Notfallmaßnahme zur RDB-Bespeisung	erledigt	2011
KWB A+B/DWR	5	Systematische Überprüfung der Robustheit von Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung EVA	erledigt	2011
KWB A+B/DWR	6	Erstellung einer Notfallmaßnahme zur Inertisierung der Druckentlastungsleitung für Block A	erledigt	2011
KWB A+B/DWR	7	Schaffung von außerhalb des SHB zugänglichen festinstallierten Einspeisepfaden in das BE-Becken	erledigt	2012
KWB A+B/DWR	8	Erstellung umfassender Analysen und Entwicklung von Notfallmaßnahmen zum Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung bei auslegungsüberschreitenden Störfällen	erledigt	2012
KWB A+B/DWR	9	Erweiterung der Funktion der Notsteuerstelle	erledigt	2011
KWB A+B/DWR	10	Anschaffung weiterer Kommunikationsmittel zur Erhöhung der Robustheit der Kommunikation zwischen Krisenstab, Warte, Notsteuerstelle und Aufsichts- und Katastrophenschutzbehörde	erledigt	2011
KWB A+B/DWR	11	Überprüfung und gegebenenfalls Verbesserung der Zugänglichkeit des Anlagengeländes und der Anlage nach Erdbeben und Hochwasser und anderes.	erledigt	2011
KWB A+B/DWR	12	Bewertung der Robustheit der Notfallmaßnahmen hinsichtlich der Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken	erledigt	2012
KWB A+B/DWR	13	Maßnahmen und Prozeduren zur Verlängerung der Notstromdiesel-Laufzeit unter Nutzung gesicherter Treibstoffvorräte	erledigt	2012
KWB A+B/DWR	14	Aufstellung zusätzlicher Dieseltanks auf dem Anlagengelände zur Erhöhung der vorhandenen Dieselvorräte um 70 m <sup>3</sup>	erledigt	2011
KWB A+B/DWR	15	Betreiberinterne Prüfung hinsichtlich der Erforderlichkeit von SAMGs für den Nachbetrieb des Kernkraftwerkes Biblis	in Arbeit	2012/ 2013

# 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;

## 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;

- |  |  |
|--|--|
| <p>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;</p> | <p>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;</p> |
| <p>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;</p>   | <p>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;</p>   |
| <p>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;</p>   | <p>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 -</p>   |

HAVE AGREED as follows:

sind wie folgt übereingekommen:

## CHAPTER 1 OBJECTIVES, DEFINITIONS AND SCOPE OF APPLICATION

## Kapitel 1 ZIELE, BEGRIFFSBESTIMMUNGEN UND ANWENDUNGSBEREICH

### ARTICLE 1 OBJECTIVES

### Artikel 1 Ziele

The objectives of this Convention are:

Ziele dieses Übereinkommens sind:

- |  |  |
|--|--|
| <p>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;</p>                              | <p>i) Erreichung und Beibehaltung eines weltweit hohen Standes nuklearer Sicherheit durch Verbesserung innerstaatlicher Maßnahmen und internationaler Zusammenarbeit, gegebenenfalls einschließlich sicherheitsbezogener technischer Zusammenarbeit;</p>                         |
| <p>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;</p> | <p>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;</p> |

- 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.

- iii) Verhütung von Unfällen mit radiologischen Folgen und Milderung solcher Folgen, falls sie eintreten.

## Artikel 2 Begriffsbestimmungen

Im Sinne diese 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.

## Kapitel 2 Verpflichtungen

### *a) Allgemeine Bestimmungen*

#### Artikel 4 Durchführungsmaßnahmen

Jede Vertragspartei trifft im Rahmen ihres innerstaatlichen Rechts die Gesetzes-, Verwaltungs- 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.

- |   |   |
|---|---|
| <p>2. The legislative and regulatory framework shall provide for:</p> <p>i) the establishment of applicable national safety requirements and regulations;</p> <p>ii) a system of licensing with regard to nuclear installations and the prohibition of the operation of a nuclear installation without a licence;</p> <p>iii) a system of regulatory inspection and assessment of nuclear installations to ascertain compliance with applicable regulations and the terms of licences;</p> <p>iv) the enforcement of applicable regulations and of the terms of licences, including suspension, modification or revocation.</p> | <p>(2) Der Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug sieht folgendes vor:</p> <p>i) die Schaffung einschlägiger innerstaatlicher Sicherheitsvorschriften und -regelungen;</p> <p>ii) ein Genehmigungssystem für Kernanlagen und das Verbot des Betriebs einer Kernanlage ohne Genehmigung;</p> <p>iii) ein System für behördliche Prüfung und Beurteilung von Kernanlagen, um feststellen zu können, ob die einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen eingehalten werden;</p> <p>iv) die Durchsetzung der einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen, einschließlich Aussetzung, Änderung oder Widerruf.</p> |
|---|---|

#### 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.

#### 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.

#### *c) General Safety Considerations*

#### 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 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 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) Allgemeine Sicherheitsüberlegungen*

#### Artikel 10 Vorrang der Sicherheit

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

## ARTICLE 11 FINANCIAL AND HUMAN RESOURCES

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

## 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;

## 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.

## 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) 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.

#### 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.

- 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.

#### 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) Safety of Installations***ARTICLE 17 SITING**

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that appropriate procedures are established and implemented:

- i) for evaluating all relevant site-related factors likely to affect the safety of a nuclear installation for its projected lifetime;
- ii) for evaluating the likely safety impact of a proposed nuclear installation on individuals, society and the environment;
- iii) for re-evaluating as necessary all relevant factors referred to in sub-paragraphs (i) and (ii) so as to ensure the continued safety acceptability of the nuclear installation;
- iv) for consulting Contracting Parties in the vicinity of a proposed nuclear installation, insofar as they are likely to be affected by that installation and, upon request providing the necessary information to such Contracting Parties, in order to enable them to evaluate and make their own assessment of the likely safety impact on their own territory of the nuclear installation.

**ARTICLE 18 DESIGN AND CONSTRUCTION**

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

- i) the design and construction of a nuclear installation provides for several reliable levels and methods of protection (defense in depth) against the release of radioactive materials, with a view to preventing the occurrence of accidents and to mitigating their radiological consequences should 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;

*d) Anlagensicherheit***Artikel 17 Standortwahl**

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass geeignete Verfahren geschaffen und angewendet werden,

- i) um die Bewertung aller standortbezogenen einschlägigen Faktoren zu ermöglichen, welche die Sicherheit einer Kernanlage während ihrer vorgesehenen Lebensdauer beeinträchtigen könnten;
- ii) um die Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit einer vorgesehenen Kernanlage auf den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt zu ermöglichen;
- iii) um soweit notwendig die Neubewertung aller einschlägigen Faktoren, auf die unter den Ziffern i und ii Bezug genommen wird, zu ermöglichen, damit die Sicherheitsakzeptanz gewährleistet bleibt;
- iv) um Konsultationen mit Vertragsparteien in der Nachbarschaft einer vorgesehenen Kernanlage aufnehmen zu können, soweit sie durch diese Anlage betroffen sein könnten, und um die Übermittlung der notwendigen Informationen an solche Vertragsparteien auf deren Verlangen zu ermöglichen, damit diese die mutmaßlichen Auswirkungen auf die Sicherheit ihres Gebiets selbst beurteilen und eigene Bewertungen vornehmen können.

**Artikel 18 Auslegung und Bau**

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) dass die Auslegung und der Bau einer Kernanlage mehrere zuverlässige Ebenen und Methoden zum Schutz (in die Tiefe gestaffelte Abwehr) gegen die Freisetzung radioaktiven Materials vorsehen, um Unfälle zu verhüten und, falls sie eintreten, ihre radiologischen Folgen zu mildern;
- ii) dass sich die bei der Auslegung und dem Bau einer Kernanlage eingesetzten Techniken durch Erfahrung beziehungsweise durch Erprobung oder Analyse bewährt haben;

- 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;

- 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

### 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 subgroups comprised of representatives of Contracting Parties may be established and may function during the review meetings as deemed necessary for the purpose of reviewing specific subjects contained in the reports.
3. Each Contracting Party shall have a reasonable opportunity to discuss the reports submitted by other Contracting Parties and to seek clarification of such reports.

### ARTICLE 21 TIMETABLE

1. A preparatory meeting of the Contracting Parties shall be held not later than six months after the date of entry into force of this Convention.
2. At this preparatory meeting, the Contracting Parties shall determine the date for the first review meeting. This review meeting shall be held as soon as possible, but not later than thirty months after the date of entry into force of this Convention.
3. At each review meeting, the Contracting Parties shall determine the date for the next such meeting. The interval between review meetings shall not exceed three years.

## Kapitel 3 Tagungen der Vertragsparteien

### Artikel 20 Überprüfungstagungen

- (1) Die Vertragsparteien halten Tagungen (im folgenden als „Überprüfungstagungen“ bezeichnet) ab zur Überprüfung der nach Artikel 5 in Übereinstimmung mit den nach Artikel 22 angenommenen Verfahren vorgelegten Berichte.
- (2) Vorbehaltlich des Artikels 24 können aus Vertretern der Vertragsparteien zusammengesetzte Untergruppen gebildet werden, die während der Überprüfungstagungen tätig werden, sofern dies zum Zweck der Überprüfung in den Berichten enthaltener besonderer Themen als notwendig erachtet wird.
- (3) Jede Vertragspartei erhält angemessene Gelegenheit, die von anderen Vertragsparteien vorgelegten Berichte zu erörtern und Klarstellung zu diesen Berichten zu suchen.

### Artikel 21 Zeitplan

- (1) Eine Vorbereitungstagung der Vertragsparteien findet spätestens sechs Monate nach Inkrafttreten dieses Übereinkommens statt.
- (2) Auf dieser Vorbereitungstagung legen die Vertragsparteien den Zeitpunkt für die erste Überprüfungstagung fest. Diese Überprüfungstagung findet so bald wie möglich statt, spätestens jedoch dreißig Monate nach Inkrafttreten dieses Übereinkommens.
- (3) Auf jeder Überprüfungstagung legen die Vertragsparteien den Zeitpunkt für die nächste Überprüfungstagung fest. Die Zeitspanne zwischen den Überprüfungstagungen darf drei Jahre nicht überschreiten.

**ARTICLE 22 PROCEDURAL ARRANGEMENTS**

1. At the preparatory meeting held pursuant to Article 21 the Contracting Parties shall prepare and adopt by consensus Rules of Procedure and Financial Rules. The Contracting Parties shall establish in particular and in accordance with the Rules of Procedure:
  - i) guidelines regarding the form and structure of the reports to be submitted pursuant to Article 5;
  - ii) a date for the submission of such reports;
  - iii) the process for reviewing such reports.
2. At review meetings the Contracting Parties may, if necessary, review the arrangements established pursuant to sub-paragraphs (i)-(iii) above, and adopt revisions by consensus unless otherwise provided for in the Rules of Procedure. They may also amend the Rules of Procedure and the Financial Rules, by consensus.

**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.

**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) 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. The Contracting Parties may invite, by consensus, any intergovernmental organization which is competent in respect of matters governed by this Convention to attend, as an observer, any meeting, or specific sessions thereof. Observers shall be required to accept in writing, and in advance, the provisions of Article 27.

## ARTICLE 25 SUMMARY REPORTS

The Contracting Parties shall adopt, by consensus, and make available to the public a document addressing issues discussed and conclusions reached during a meeting.

## ARTICLE 26 LANGUAGES

1. The languages of meetings of the Contracting Parties shall be Arabic, Chinese, English, French, Russian and Spanish unless otherwise provided in the Rules of Procedure.
2. Reports submitted pursuant to Article 5 shall be prepared in the national language of the submitting Contracting Party or in a single designated language to be agreed in the Rules of Procedure. Should the report be submitted in a national language other than the designated language, a translation of the report into the designated language shall be provided by the Contracting Party.
3. Notwithstanding the provisions of paragraph 2, if compensated, the secretariat will assume the translation into the designated language of reports submitted in any other language of the meeting.

## 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) die Vertragsparteien können durch Konsens jede zwischenstaatliche Organisation, die für die durch dieses Übereinkommen erfaßten Angelegenheiten zuständig ist, zur Teilnahme als Beobachter an jeder Tagung oder an einzelnen Sitzungen einer Tagung einladen. Von den Beobachtern wird verlangt, zuvor die Bestimmungen des Artikel 27 schriftlich anzuerkennen.

## Artikel 25 Zusammenfassende Berichte

Die Vertragsparteien nehmen durch Konsens ein Dokument an, das die auf einer Tagung erörterten Fragen und gezogenen Schlußfolgerungen enthält, und machen es der Öffentlichkeit zugänglich.

## Artikel 26 Sprachen

- (1) Die Sprachen auf den Tagungen der Vertragsparteien sind Arabisch, Chinesisch, Englisch, Französisch, Russisch und Spanisch, sofern in der Geschäftsordnung nichts anderes vorgesehen ist.
- (2) Die nach Artikel 5 vorgelegten Berichte werden in der Landessprache der Vertragspartei abgefaßt, die den Bericht vorlegt, oder in einer einzigen in der Geschäftsordnung zu vereinbarenden bezeichneten Sprache. Sollte der Bericht in einer anderen als der bezeichneten Landessprache vorgelegt werden, stellt die Vertragspartei eine Übersetzung des Berichts in die bezeichnete Sprache zur Verfügung.
- (3) Ungeachtet des Absatzes 2 wird das Sekretariat gegen Kostenerstattung die Übersetzung der in einer anderen Tagungssprache vorgelegten Berichte in die bezeichnete Sprache übernehmen.

## 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.

- |  |  |
|--|--|
| <p>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.</p> | <p>(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.</p> |
| <p>3. The content of the debates during the reviewing of the reports by the Contracting Parties at each meeting shall be confidential.</p>   | <p>(3) Der Inhalt der Debatten während der Überprüfung der Berichte durch die Vertragsparteien auf jeder Tagung ist vertraulich.</p>   |

#### ARTICLE 28 SECRETARIAT

1. The International Atomic Energy Agency, (hereinafter referred to as the „Agency“) shall provide the secretariat for the meetings of the Contracting Parties.
2. The secretariat shall:
  - i) convene, prepare and service the meetings of the Contracting Parties;
  - ii) transmit to the Contracting Parties information received or prepared in accordance with the provisions of this Convention.

The costs incurred by the Agency in carrying out the functions referred to in sub-paragraphs i) and (ii) above shall be borne by the Agency as part of its regular budget.

3. The Contracting Parties may, by consensus, request the Agency to provide other services in support of meetings of the Contracting Parties. The Agency may provide such services if they can be undertaken within its programme and regular budget. Should this not be possible, the Agency may provide such services if voluntary funding is provided from another source.

#### Artikel 28 Sekretariat

- (1) Die Internationale Atomenergie-Organisation (im folgenden als „Organisation“ bezeichnet) stellt für die Tagungen der Vertragsparteien das Sekretariat zur Verfügung.
- (2) Das Sekretariat
  - i) beruft die Tagungen der Vertragsparteien ein, bereitet sie vor und stellt auf den Tagungen die Dienstleistungen zur Verfügung;
  - ii) übermittelt den Vertragsparteien die aufgrund dieses Übereinkommens eingegangenen oder vorbereiteten Informationen.

Die der Organisation durch die unter den Ziffern i und ii genannten Aufgaben entstandenen Kosten werden von der Organisation als Teil ihres ordentlichen Haushalts getragen.

- (3) Die Vertragsparteien können durch Konsens die Organisation ersuchen, weitere Dienstleistungen zur Unterstützung der Tagungen der Vertragsparteien zu erbringen. Die Organisation kann solche Dienste leisten, falls diese im Rahmen ihres Programms und ihres ordentlichen Haushalts erbracht werden können. Sollte dies nicht möglich sein, kann die Organisation solche Dienstleistungen erbringen, falls freiwillige Finanzmittel aus anderen Quellen zur Verfügung gestellt werden.

## CHAPTER 4 FINAL CLAUSES AND OTHER PROVISIONS

### ARTICLE 29 RESOLUTION OF DISAGREEMENTS

In the event of a disagreement between two or more Contracting Parties concerning the interpretation or application of this Convention, the Contracting Parties shall consult within the framework of a meeting of the Contracting Parties with a view to resolving the disagreement.

### ARTICLE 30 SIGNATURE, RATIFICATION, AC- CEPTANCE, 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.

## Kapitel 4 Schlußklauseln und sonstige Bestimmungen

### Artikel 29 Beilegung von Meinungs- verschiedenheiten

Im Fall einer Meinungsverschiedenheit zwischen zwei oder mehr Vertragsparteien über die Auslegung oder Anwendung dieses Übereinkommens konsultieren die Vertragsparteien einander im Rahmen einer Tagung der Vertragsparteien zur Beilegung dieser Meinungsverschiedenheit.

### Artikel 30 Unterzeichnung, Ratifikation, Annahme, Genehmigung und Beitritt

- (1) Dieses Übereinkommen liegt für alle Staaten vom 20. September 1994 bis zu seinem Inkrafttreten am Sitz der Organisation in Wien zur Unterzeichnung auf.
- (2) Dieses Übereinkommen bedarf der Ratifikation, Annahme oder Genehmigung durch die Unterzeichnerstaaten.
- (3) Nach seinem Inkrafttreten steht dieses Übereinkommen für alle Staaten zum Beitritt offen.
- (4)
  - i) Dieses Übereinkommen steht für regionale Organisationen mit Integrations- oder anderem Charakter zur Unterzeichnung oder zum Beitritt offen, sofern diese von souveränen Staaten gebildet sind und für das Aushandeln, den Abschluß und die Anwendung internationaler Übereinkünfte betreffend die durch das Übereinkommen erfaßten Angelegenheiten zuständig sind.
  - ii) Bei Angelegenheiten, die in ihren Zuständigkeitsbereich fallen, handeln diese Organisationen bei Ausübung der Rechte und Erfüllung der Pflichten, die dieses Übereinkommen den Vertragsstaaten zuweist, im eigenen Namen.
  - iii) Wird eine solche Organisation Vertragspartei dieses Übereinkommens, so übermittelt sie dem in Artikel 34 bezeichneten Verwahrer eine Erklärung, in der sie angibt, welche Staaten Mitglieder der Organisation sind, welche Artikel des Übereinkommens auf sie anwendbar sind und welches der Umfang ihrer Zuständigkeit in dem von diesen Artikeln geregelten Bereich darstellt.

- iv) Such an organization shall not hold any vote additional to those of its Member States.
5. Instruments of ratification, acceptance, approval or accession shall be deposited with the Depositary.

#### ARTICLE 31 ENTRY INTO FORCE

1. This Convention shall enter into force on the ninetieth day after the date of deposit with the Depositary of the twenty-second instrument of ratification, acceptance or approval, including the instruments of seventeen States, each having at least one nuclear installation which has achieved criticality in a reactor core.
2. For each State or regional organization of an integration of other nature which ratifies, accepts, approves or accedes to this Convention after the date of deposit of the last instrument required to satisfy the conditions set forth in paragraph 1, this Convention shall enter into force on the ninetieth day after the date of deposit with the Depositary of the appropriate instrument by such a State or organization.

#### ARTICLE 32 AMENDMENTS TO THE CONVENTION

1. Any Contracting party may propose an amendment to this Convention. Proposed amendments shall be considered at a review meeting or an extraordinary meeting.
2. The text of any proposed amendment and the reasons for it shall be provided to the Depositary who shall communicate the proposal to the Contracting Parties promptly and at least ninety days before the meeting for which it is submitted for consideration. Any comments received on such a proposal shall be circulated by the Depositary to the Contracting Parties.

- iv) Eine solche Organisation besitzt keine zusätzliche Stimme neben den Stimmen ihrer Mitgliedsstaaten.
- (5) Die Ratifikations-, Annahme-, Genehmigungs- oder Beitrittsurkunden werden beim Verwahrer hinterlegt.

#### Artikel 31 Inkrafttreten

- (1) Dieses Übereinkommen tritt am neunzigsten Tag nach Hinterlegung der zweiundzwanzigsten Ratifikations-, 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.

#### Artikel 32 Änderungen des Übereinkommens

- (1) Jede Vertragspartei kann Änderungen dieses Übereinkommens vorschlagen. Änderungsvorschläge werden auf einer Überprüfungs- 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. The Contracting Parties shall decide after consideration of the proposed amendment whether to adopt it by consensus, or, in the absence of consensus, to submit it to a Diplomatic Conference. A decision to submit a proposed amendment to a Diplomatic Conference shall require a two-thirds majority vote of the Contracting parties present and voting at the meeting, provided that at least one half of the Contracting Parties are present at the time of voting. Abstentions shall be considered as voting.
4. The Diplomatic Conference to consider and adopt amendments to this Convention shall be convened by the Depositary and held no later than one year after the appropriate decision taken in accordance with paragraph 3 of this Article. The Diplomatic Conference shall make every effort to ensure amendments are adopted by consensus. Should this not be possible, amendments shall be adopted with a two-thirds majority of all Contracting Parties.
5. Amendments to this Convention adopted pursuant to paragraphs 3 and 4 above shall be subject to ratification, acceptance, approval, or confirmation by the Contracting Parties and shall enter into force for those Contracting Parties which have ratified, accepted, approved or confirmed them on the ninetieth day after the receipt by the Depositary of the relevant instruments by at least three fourths of the Contracting Parties. For a Contracting Party which subsequently ratifies, accepts, approves or confirms the said amendments, the amendments will enter into force on the ninetieth day after that Contracting Party has deposited its relevant instrument.
- (3) Die Vertragsparteien beschließen nach Prüfung der vorgeschlagenen Änderung, ob sie diese durch Konsens annehmen oder, falls ein Konsens nicht zustande kommt, ob sie sie einer Diplomatischen Konferenz vorlegen. Für den Beschluß, eine vorgeschlagene Änderung einer Diplomatischen Konferenz vorzulegen, ist die Zweidrittelmehrheit der auf der Tagung anwesenden und abstimmenden Vertragsparteien erforderlich, mit der Maßgabe, dass mindestens die Hälfte der Vertragsparteien zum Zeitpunkt der Abstimmung anwesend ist. Enthaltungen gelten als abgegebene Stimmen.
- (4) Die Diplomatische Konferenz zur Prüfung und Annahme von Änderungen dieses Übereinkommens wird vom Verwahrer einberufen; sie findet spätestens ein Jahr nach dem diesbezüglichen Beschluß in Übereinstimmung mit Absatz 3 statt. Die Diplomatische Konferenz bemüht sich nach besten Kräften sicherzustellen, dass Änderungen durch Konsens angenommen werden. Ist dies nicht möglich, werden Änderungen mit Zweidrittelmehrheit aller Vertragsparteien angenommen.
- (5) Änderungen dieses Übereinkommens, die nach den Absätzen 3 und 4 angenommen wurden, bedürfen der Ratifikation, Annahme, Genehmigung oder Bestätigung durch die Vertragsparteien; sie treten für die Vertragsparteien, die sie ratifiziert, angenommen, genehmigt oder bestätigt haben, am neunzigsten Tag nach Eingang der entsprechenden Urkunden von mindestens drei Vierteln der Vertragsparteien beim Verwahrer in Kraft. Für eine Vertragspartei, welche die betreffenden Änderungen später ratifiziert, annimmt, genehmigt oder bestätigt, treten die Änderungen am neunzigsten Tag, nachdem die Vertragspartei die 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.

**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.

Done at Vienna on the 20th day of September 1994.

**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.

**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.

Geschehen zu Wien am 20. September 1994.

## Abkürzungen

ALARA	As Low As Reasonably Achievable	EURATOM	Europäische Atomgemeinschaft
ARM	Advanced Reference Material	EVA	Einwirkungen von außen
ASME	American Society of Mechanical Engineers	EVI	Einwirkungen von innen
AtAV	Atomrechtliche Abfallverbringungsverordnung	FAK	Facharbeitskreis
AtDeckV	Atomrechtliche Deckungsvorsorgeverordnung	FLAB	Flugzeugabsturz
AtG	Atomgesetz	GEA	Ganzheitliche Ereignisanalyse
AtKostV	Atomrechtliche Kostenverordnung	GeSi	Generische Sicherheitsfragen
AtVfV	Atomrechtliche Verfahrensverordnung	GfS	Gesellschaft für Simulatorschulung mbH
AtSMV	Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung	GG	Grundgesetz
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	GNSSN	Global Nuclear Safety and Security Network
AtZüV	Atomrechtlichen Zuverlässigkeitsüberprüfungs-Verordnung	GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
AVT	All Volatile Treatment	GVA	Gemeinsam Verursachte Ausfälle
BE	Brennelemente	HERCA	Heads of European Radiation Control Authorities
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz	IAEA	International Atomic Energy Agency
BHB	Betriebshandbuch	IAEO	Internationale Atomenergie Organisation (IAEO)
BMBF	Bundesministerium für Bildung und Forschung	ICRP	International Commission on Radiological Protection
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit – Bundesumweltministerium –	IEC	International Electrotechnical Commission
CONVEX	Convention Exercises	IfR	Bayerische Immissionsmessnetz für Radioaktivität
CSS	Commission on Safety Standards	IMIS	Integrierte Mess- und Informationssystem zur Überwachung der Umwelt-radioaktivität
DIN	Deutsches Institut für Normung	IMS	Integriertes Managementsystem
DWR	Druckwasserreaktor	INES	International Nuclear and Radiological Event Scale
EAG	Europäische Atomgemeinschaft (heute: Euratom)	INEX	International Nuclear Emergency Exercises
ECURIE	European Community Urgent Radiological Information Exchange	INFCIRC	Information Circular
EDV	Elektronische Datenverarbeitung	IRRS	Integrated Regulatory Review Service
EKIDES	Ergonomics Knowledge and Intelligent Design System	IRS	International Reporting System on Operating Experiences
ELAN	Elektronische Lagedarstellung	ISO	International Organization for Standardization
ENSREG	European Nuclear Safety Regulator Group	KFÜ	Kernkraftwerks-Fernüberwachungssystem
ERAM	Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben		

KIV	Kaliumiodid-Verordnung	SAMG	Severe Accident Management Guidelines
KMV	Kühlmittelverlust	SAT	Systematic Approach to Training
KSG	Kraftwerkssimulator-Gesellschaft mbH	SBO	Station Blackout
KTA	Kerntechnischer Ausschuss	SBS	Sicherheitskulturbewertungssystem
LAA	Länderausschuss für Atomkernenergie	SHB	Sicherheitsbehälter
LUBW	Landesanstalt für Umwelt, Messungen und Naturschutz Baden-Württemberg	SK	Sicherheit in der Kerntechnik (Fachbereich im BfS)
LÜKEX	Länderübergreifende Krisenmanagementübung	SMS	Sicherheitsmanagementsystem
ME	Meldepflichtiges Ereignis	SSK	Strahlenschutzkommission
MOX-	Mischoxid-	SSp	Sicherheitspezifikationen
MSK-Skala	Medwedew-Sponheuer-Karnik-Skala	SÜ	Sicherheitsüberprüfung
MTO	Mensch-Technik-Organisation	StGB	Strafgesetzbuch
NGSC	Nuclear Security Guidance Committee	StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
NHB	Notfallhandbuch	StrVG	Strahlenschutzvorsorgegesetz
NUSSC	Nuclear Safety Standards Committee	SWR	Siedewasserreaktor
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency	TRANSSC	Transport Safety Standards Committee (RASSC)
OSART	Operational Safety Review Team	TÜV	Technischer Überwachungs-Verein
PAR	Passive Autokatalytische Rekombinatoren	UM BW	Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg
PBO	Personelle Betriebsorganisation	UVP	Umweltverträglichkeitsprüfung
PHB	Prüfhandbuch	VGB	VGB Power Tech e. V., vormals „Technische Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber“
PKA	Pilotkonditionierungsanlage	VGB-SBS	VGB-Bewertungssystem der Sicherheitskultur
PNS	Portal für Nukleare Sicherheit	VIV	Vorausleistungsverordnung
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse	WAK	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung	WANO	World Association of Nuclear Operators
QM	Qualitätsmanagement	WASSC	Waste Safety Standards Committee
RASSC	Radiation Safety Standards Committee (RASSC)	WENRA	Western European Nuclear Regulators' Association
RDB	Reaktordruckbehälter	WGE	Working Group Emergencies
Reg-Net	International Regulatory Network	WLN	Weiterleitungsnachricht
REI	Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung	ZdB	Zentralstelle des Bundes
RHWG	Reactor Harmonization Working Group	ZMA	Zentrale Melde- und Auswertungsstelle
RODOS	Real-Time Online Decision Support System (Entscheidungshilfesystem)		
RS	Abteilung Reaktorsicherheit des BMU		
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission		



„Der Staat schützt auch in Verantwortung für die künftigen Generationen die natürlichen Lebensgrundlagen ...“

Grundgesetz, Artikel 20 a

**BESTELLUNG VON PUBLIKATIONEN:**

Publikationsversand der Bundesregierung

Postfach 48 10 09

18132 Rostock

Tel.: 01805 / 77 80 90\*

Fax: 01805 / 77 80 94\*

E-Mail: [publikationen@bundesregierung.de](mailto:publikationen@bundesregierung.de)

Internet: [www.bmu.de/bestellformular](http://www.bmu.de/bestellformular)

(\*0,14 Euro/Minute aus dem deutschen Festnetz; abweichende Preise aus den Mobilfunknetzen möglich)

Diese Publikation ist Teil der Öffentlichkeitsarbeit des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit. Sie wird kostenlos abgegeben und ist nicht zum Verkauf bestimmt. Gedruckt auf Recyclingpapier.